



AFCN

AGENCE FÉDÉRALE DE
CONTRÔLE NUCLÉAIRE

RAPPORT

**BENCHMARK
EXIGENCES DE SÛRETÉ
NUCLÉAIRE**

**CENTRALES BELGES ET
ÉTRANGÈRES**

Mars 2025

Table des matières

| | |
|---|----|
| Table des matières..... | 2 |
| Abréviations & définitions | 3 |
| 1. Introduction et portée du rapport..... | 5 |
| 2. Réglementation & transposition des "Safety Reference Levels for Existing Reactors" de la WENRA | 7 |
| 2.1. WENRA..... | 7 |
| 2.2. Belgique..... | 7 |
| 2.3. Allemagne | 8 |
| 2.4. France..... | 9 |
| 2.5. Pays-Bas..... | 9 |
| 2.6. Suisse..... | 10 |
| 3. Approche réglementaire sur les thèmes clés | 11 |
| 3.1. Chute d'un avion..... | 11 |
| 3.2. Séisme | 17 |
| 3.3. Systèmes partagés..... | 22 |
| 3.4. Fonctionnement automatique/autonome | 25 |
| 4. Ce que l'on sait de la situation des réacteurs belges et étrangers | 29 |
| 4.1. Chute d'un avion..... | 29 |
| 4.2. Séisme | 33 |
| 4.3. Systèmes partagés..... | 36 |
| 4.4. Fonctionnement automatique/autonome | 38 |
| 5. Conclusion | 41 |
| Annexe A – Caractéristiques des réacteurs considérés | 44 |

Historique du document

| Révision | Date de la révision | Description de la modification |
|----------|---------------------|---------------------------------|
| 0 | 2025-03-31 | Version initiale -traduction FR |

Disclaimer : La version Néerlandophone du 31-03-2025 est la version originale et prévaut

Abréviations & définitions

| | |
|------------|---|
| AFCN | Agence fédérale de contrôle nucléaire |
| ANVS | Autoriteit Nucleaire Veiligheid en Stralingsbescherming, Autorité de sûreté nucléaire néerlandaise |
| AR PSIN | Arrêté royal du 30 novembre 2011 portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires |
| ASNR | Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection, Autorité de sûreté nucléaire française |
| AtG | Atomgesetz, Loi allemande |
| Bel V | Filiale technique de l'AFCN |
| BMUV | Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz, Autorité de sûreté nucléaire fédérale allemande |
| IFSN | Inspection fédérale de la sécurité nucléaire, Autorité de sûreté nucléaire suisse |
| KEV | Kernenergieverordnung, Ordonnance suisse |
| KTA | Kerntechnische Ausschuss, Commission allemande |
| LTO | Long Term Operation, prolongation de la durée de vie |
| PSR | Periodic Safety Review, révision périodique de sûreté, qui doit avoir lieu au moins tous les 10 ans |
| PWR | Pressurized Water Reactor, Réacteur à eau pressurisée |
| RGPRI | Arrêté royal du 20 juillet 2001 portant règlement général de la protection de la population, des travailleurs et de l'environnement contre le danger des rayonnements ionisants |
| RSK | Reaktor-Sicherheitskommission, Organe consultatif allemand |
| SiAnf | Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, Directive allemande |
| SUR | Système d'Ultime Repli, système de secours à Tihange 1 |
| SURe | SUR étendu, système de secours complémentaire à Tihange 1 |
| VOBK | Handreiking voor een veilig ontwerp en het veilig bedienen van kernreactoren, Directive néerlandaise |
| WENRA | Western European Nuclear Regulators' Association |
| WENRA SRLs | WENRA Safety Reference Levels, niveaux de référence de la WENRA |

| | |
|--|---|
| Analyse probabiliste | Méthode d'évaluation de la sûreté ou de la performance d'un système qui intègre des incertitudes et des opportunités dans les paramètres et modèles, de sorte à obtenir des estimations de risque chiffrées. |
| Analyse déterministe | Analyse utilisant, pour les paramètres clés, des valeurs numériques uniques (prises comme ayant une probabilité de 1), conduisant à un seul résultat. Cette méthode consiste à partir d'un scénario spécifique défini et à calculer le résultat en utilisant des règles et hypothèses prédéfinies. |
| Base de conception | L'éventail des conditions et des événements pris initialement en compte ainsi que lors des mises à niveau, d'une installation nucléaire, conformément aux critères fixés, de sorte que l'installation puisse y résister sans dépassement des limites autorisées quand les systèmes de sûreté fonctionnent comme prévu. Les analyses de la base de conception doivent rester prudentes et prévoir de la marge. |
| Extension de la conception | L'éventail des conditions et des événements plus complexes ou plus sévères que ceux appartenant à la base de conception. Ces conditions peuvent être causées par des événements initiateurs multiples, des défaillances multiples, des événements hautement improbables ou être des conditions postulées. Les analyses d'extension de la conception peuvent avoir recours à des méthodes plus flexibles et moins conservatives que celles de la base de conception. |
| Fréquence de dépassement de $10^{-4}/10^{-5}$ par an | Un événement (par exemple, un tremblement de terre) qui se produit en moyenne une fois tous les 10.000 ans (10^{-4} par an) / 100.000 ans (10^{-5} par an). L'événement qui a une fréquence de dépassement de 10^{-5} par an est plus sévère que celui dont la fréquence de dépassement est de 10^{-4} par an. |

1. Introduction et portée du rapport

La Belgique compte sur son territoire sept réacteurs nucléaires destinés à la production d'électricité. Quatre réacteurs sont situés sur le site de la centrale nucléaire de Doel et trois sur le site de la centrale nucléaire de Tihange. Ces réacteurs sont tous des réacteurs de type PWR (réacteurs à eau pressurisée). Au moment de la conception et de la construction de ces réacteurs, la Belgique ne disposait pas d'une réglementation nationale étoffée en matière d'exigences de sûreté pour les installations nucléaires. Les autorités de l'époque avaient dès lors choisi de considérer des règles et normes de sûreté étrangères (principalement américaines). Au fil du temps, les connaissances ont évolué en matière de règles et normes de sûreté, tout comme les principes de conception, ce qui explique que la conception spécifique de chaque réacteur varie en fonction de la période de sa construction.

L'autorisation de création et d'exploitation de chaque réacteur a dès lors été délivrée sur la base des règles et normes de sûreté retenues qui figurent dans le « rapport de sûreté » du réacteur. Par la suite, chaque réacteur a fait l'objet tous les dix ans d'une révision périodique de sûreté (PSR), obligatoire dans tous les pays européens, dans le but d'évaluer en profondeur l'état de la sûreté nucléaire de chaque installation à l'aune des normes et standards en vigueur et, le cas échéant, d'implémenter des mesures d'amélioration.

La WENRA (Western European Nuclear Regulators' Association) regroupe les autorités de sûreté de tous les États membres de l'Union européenne qui exploitent des centrales nucléaires, dont l'AFCN. Entre 2006 et 2008, la WENRA a publié une sélection de « Niveaux de référence de sûreté pour les réacteurs existants » (« WENRA SRL » pour Safety Reference Levels). Le benchmark réalisé à l'époque montrait que la majorité de ces niveaux de référence étaient d'application en pratique en Belgique, mais qu'ils ne figuraient pas explicitement dans la réglementation nationale. Et comme les autorités de sûreté membres de la WENRA s'étaient engagées à prendre les initiatives nécessaires pour harmoniser leur cadre réglementaire sur la base des niveaux de référence WENRA, l'AFCN a lancé un projet de réglementation qui s'est conclu par la publication de l'arrêté royal du 30 novembre 2011 portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires (AR PSIN).

La WENRA continue de modifier ses niveaux de référence depuis leur publication initiale, comme en 2014, pour tenir compte des enseignements tirés de l'accident nucléaire de Fukushima-Daiichi (à la suite du séisme sous-marin près de Sendai et du tsunami que celui-ci a provoqué le 11/03/2011). La dernière modification des niveaux de référence WENRA remonte à 2020. L'AR PSIN est systématiquement amendé pour tenir compte de l'évolution de ces niveaux de référence WENRA.

L'accord de gouvernement du gouvernement fédéral, publié sur belgium.be, mentionne dans le chapitre consacré à l'Energie que l'AFCN a été chargée de fournir un rapport comparant les exigences de sûreté en Belgique par rapport à celles des pays avec une technologie comparable. Cette demande a été formellement notifiée à l'AFCN par son ministre de tutelle, Monsieur Bernard Quintin, ministre de l'Intérieur, dans un courrier daté du 26/02/2025.

Pour répondre à cette demande, l'AFCN a sélectionné un certain nombre de pays comme base de comparaison pour les installations belges. Les critères suivants ont été retenus :

- Présence de réacteurs de technologie similaire, de type PWR, construits à la même période que la première génération de réacteurs belges (Doel 1&2 et Tihange 1);
- Disponibilité d'informations accessibles au public en suffisance par rapport aux exigences

de sûreté, afin de permettre une comparaison;

- Affiliation de l'autorité de sûreté nucléaire à la WENRA.

A partir de ces critères, l'Allemagne, la France, les Pays-Bas et la Suisse ont été retenus à des fins de comparaison dans le présent rapport.

A l'instar de la Belgique, ces pays ont transposé les niveaux de référence WENRA dans leur cadre réglementaire national (ou sont encore en train de le faire). Pas tous les pays ont opté pour la même approche. Une synthèse concise du cadre réglementaire de chacun et de la manière dont les niveaux de référence WENRA y ont été intégrés est proposée au §2 du rapport.

Lorsque les niveaux de référence de sûreté WENRA (version 2014) ont été transposés dans la réglementation belge en 2020, celle-ci a également été complétée par des exigences de sûreté complémentaires et des clarifications spécifiques à la situation de la Belgique, portant notamment sur la résistance aux chutes d'avion, les systèmes partagés et le fonctionnement automatique/autonome. Tout comme la résistance sismique, ces thèmes constituent, en termes de conception, des préoccupations connues importantes en vue d'une éventuelle prolongation de l'exploitation des réacteurs belges de première génération. Les réglementations des différents pays retenus relatives à ces quatre « thèmes clés » font l'objet d'une discussion au §3 du rapport.

Comme une comparaison entre différents pays n'est pas toujours possible sur la seule base de leur réglementation, le rapport présente également l'état actuel de réacteurs spécifiques. Pour la Belgique, les réacteurs retenus sont à la fois ceux de première génération (Doel 1&2 et Tihange 1) et les réacteurs les plus récents (Doel 4 et Tihange 3). Pour les autres pays, l'AFCN a retenu les réacteurs les plus pertinents¹ : Gravelines (France), Borssele (Pays-Bas) et Beznau 1 (Suisse). L'annexe A reprend, à titre d'information, quelques caractéristiques de base de ces réacteurs. Enfin, le §4 du rapport résume l'état actuel des quatre « thèmes clés » pour chacun de ces réacteurs, tel qu'il est connu de l'AFCN et de sa filiale Bel V.

L'établissement de ce rapport a été possible grâce à la collaboration des collègues de l'AFCN, de la filiale technique Bel V et de leurs homologues étrangers du BMUV (Allemagne), de l'ASNR (France), de l'ANVS (Pays-Bas) et de l'IFSN (Suisse). Pour chaque pays, l'AFCN a d'abord proposé une description de la réglementation et de la situation du réacteur retenu à partir, notamment, des rapports établis dans le cadre de la « Convention sur la sûreté nucléaire », des rapports des tests de résistance (conduits après l'accident de Fukushima-Daiichi), des échanges au sein de la WENRA et d'autres documents publics. Ces descriptions ont ensuite été transmises aux autorités de sûreté concernées (BMUV, ASNR, ANVS, IFSN) en leur demandant de les commenter et en leur posant quelques questions. Les commentaires et réponses² reçus ont été pris en compte lors de la finalisation du rapport.

¹ Aucun réacteur allemand n'a été construit au milieu des années 1970 et n'a été exploité jusqu'à une date récente. Par conséquent, aucun réacteur allemand n'a été retenu

² Une description plus complète du cadre réglementaire allemand (avec un accent sur la résistance aux tremblements de terre et aux chutes d'avions) et des analyses et mesures de sûreté effectuées à la suite de l'accident de Fukushima-Daiichi a été transmise à l'AFCN par le BMUV. Seule une version abrégée et simplifiée de cette description a pu être incluse dans le présent rapport. Le BMUV a insisté sur le fait que cette description plus détaillée devrait être consultée pour obtenir une image complète de la situation allemande..

Lors de la rédaction de ce rapport, il a été vérifié qu'il ne contient aucune information confidentielle ou classifiée. Les aspects relatifs à la sécurité nucléaire ont également été exclus du champ d'application du présent rapport..

2. Réglementation & transposition des "Safety Reference Levels for Existing Reactors" de la WENRA

2.1. WENRA

Au début des années 2000, un groupe de travail au sein de la WENRA, qui regroupe les autorités de sûreté nucléaire européennes, a été établi en vue d'harmoniser davantage les approches des pays européens dans le domaine de la sûreté nucléaire. Le terme "harmonisation" concerne tant la réglementation que sa mise en œuvre sur le terrain. Il se définit comme suit : *"no substantial differences between countries from the safety point of view in generic formally issued national safety requirements, and in the resulting implementation on the Nuclear Power Plants"*.

Les travaux de ce groupe de travail ont abouti à la sélection d'une série de *niveaux de référence* en ce qui concerne le niveau de sûreté des réacteurs nucléaires existants. La première version de ces niveaux de référence de la WENRA (SRL en anglais) a été publiée en 2008. Ces SRL trouvent leur origine dans les nombreuses directives et normes de sûreté que l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a publiées. Ces WENRA SRL s'appliquent uniquement aux réacteurs existants destinés à la production d'électricité.

Les dirigeants des autorités de sûreté membres de la WENRA se sont engagés à prendre les mesures nécessaires pour harmoniser leur cadre réglementaire sur la base des WENRA SRL et à veiller à leur mise en œuvre sur le terrain.

En termes de transposition des SRL, chaque pays dispose d'une certaine liberté pour décider de la manière de le faire lui permettant de définir la procédure y afférente (au niveau des lois, décrets, directives, etc.). Certains pays qui disposaient déjà d'un cadre réglementaire de prescriptions de sûreté ont choisi de le modifier ou de l'élargir, si nécessaire. D'autres pays ont choisi de développer un nouveau cadre général de prescriptions de sûreté en y intégrant tous les niveaux de référence de la WENRA. Ces SRL ont donc été établis comme des exigences minimales pour les réacteurs existants, chaque pays étant libre de choisir sa propre approche et d'imposer des exigences supplémentaires s'il le juge nécessaire pour protéger sa population.

Aux yeux de la WENRA, un principe important de la transposition de ses niveaux de référence dans le cadre réglementaire d'un pays réside dans le fait que ces exigences doivent toujours être fixées de manière formelle et transparente et qu'elles doivent être génériques à tous les exploitants concernés (il n'est donc pas suffisant d'insérer une de ces exigences dans les conditions de l'autorisation d'exploitation ou dans le rapport de sûreté).

2.2. Belgique

En Belgique, le cadre réglementaire relatif à la sûreté nucléaire se compose de la loi AFCN (loi du 15 avril 1994 relative à la protection de la population et de l'environnement contre les dangers résultant des rayonnements ionisants et relative à l'Agence fédérale de Contrôle nucléaire) et ses arrêtés d'exécutions. En matière de sûreté nucléaire, il s'agit du RGPRI (Arrêté royal du 20 juillet 2001 portant règlement général de la protection de la population, des travailleurs et de l'environnement contre le danger des rayonnements ionisants) et de l'AR PSIN (Arrêté royal du 30 novembre 2011 portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires). En complément de ces deux arrêtés, l'AFCN peut également adopter des règlements sur des thématiques techniques, dans la mesure où un AR ou une loi le prévoit. Ces règlements techniques sont contraignants. Enfin, l'AFCN publie, tout comme sa filiale Bel V, des notes et des directives à caractère non contraignant. Elles clarifient les attentes et/ou décrivent une approche jugée acceptable par l'autorité de sécurité.

Tous les WENRA SRL ont été transposés dans la réglementation belge via (essentiellement) l'AR PSIN. Ce nouvel arrêté royal a été établi sur le modèle de la structure et des thématiques des WENRA SRL. Dans ce cadre, une distinction a été faite entre les prescriptions génériques (qui s'appliquent à toutes les installations nucléaires de classe I) et les exigences spécifiques qui s'appliquent uniquement aux "réacteurs de puissance". Par la suite, cet AR PSIN a encore été complété par des règles spécifiques aux installations de stockage des déchets radioactifs et du combustible nucléaire utilisé, aux réacteurs de recherche, etc.

Cette nouvelle réglementation a toujours été élaborée en concertation avec l'exploitant concerné, qui pouvait formuler des commentaires sur les exigences proposées. L'exploitant devait également proposer un plan d'action concret permettant de garantir le respect des (nouvelles) exigences. Certaines prescriptions étant liées à la conception des installations, les périodes de transition nécessaires ont également été prévues de manière pragmatique. Ces périodes transitoires courent généralement jusqu'à la prochaine révision périodique de sûreté du réacteur (par exemple, 2015 pour Doel 1 & 2 et Tihange 1 pour ce qui est des premières prescriptions de l'AR PSIN de 2011).

Lors de la transposition des WENRA SRL révisées en 2014 dans l'AR PSIN (en 2020), la Belgique a délibérément choisi d'ajouter quelques exigences supplémentaires relatives à la situation spécifique en Belgique, tout en clarifiant ou reformulant certaines exigences moins précises et/ou ambiguës (voir §3 - *Approche réglementaire pour les sujets clés*). Ce choix d'imposer des exigences supplémentaires a été posé pour garantir que les réacteurs les plus anciens se rapprochent du niveau de sûreté des réacteurs belges les plus récents. La période de transition prévue à cet effet prenait fin lors de la révision périodique de sûreté suivante (à savoir 2025 pour Doel 1 & 2 et Tihange 1).

2.3. Allemagne

La loi allemande sur l'énergie atomique, l'AtG (*Atomgesetz, Atomic Energy Act*) stipule qu'une autorisation peut uniquement être accordée si les mesures de précaution nécessaires contre les dommages causés par la construction et l'exploitation de l'installation ont été prises sur base de l'état actuel de la science et de la technologie.

L'autorité fédérale allemande pour la sûreté nucléaire (BMUV) adopte des directives. Elles ne sont pas directement contraignantes pour les installations nucléaires. Toutefois, ces directives peuvent être contraignantes si elles sont reprises dans l'autorisation ou font l'objet d'une décision de l'autorité régionale de sécurité nucléaire compétente.

Le BMUV a publié le SiAnf (*Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, Safety Requirement for Nuclear Power Plants*), qui est une directive imposant des exigences de sûreté aux centrales nucléaires. Le SiAnf regroupe les exigences fondamentales et génériques en matière de sûreté, qui servent à clarifier les mesures de précaution précitées compte tenu de l'état actuel de la science et de la technologie (cf. l'AtG). Le SiAnf a été établi en tenant compte des WENRA SRL et la plupart de ces niveaux de référence figurent donc dans ce document (même si certains d'entre eux sont couverts par d'autres réglementations).

Le SiAnf laisse une marge d'interprétation, ce qui peut induire des problèmes lors de la phase de conception et de la mise en œuvre technique. Dès lors, le BMUV a complété le SiAnf par des documents d'interprétation. Ceux-ci doivent combler les lacunes et permettre une application uniforme des exigences de sûreté.

Outre les directives du BMUV, le cadre réglementaire sous-jacent comprend également les publications d'organes consultatifs (RSK, SSK et ESK) et les normes de sûreté de la KTA. Le BMUV publie les recommandations et les positions des organes consultatifs, dont les autorités

allemandes doivent tenir compte dans leurs décisions. Les normes de la KTA déclinent les exigences générales du SiAnf en dispositions techniques concrètes. La KTA (*Kerntechnische Ausschuss*) est une commission qui se compose d'experts représentant les fabricants et les exploitants d'installations nucléaires, les organismes techniques de sûreté et les autorités de sûreté nucléaire (tant fédérales que régionales). Les normes de la KTA sont élaborées sur la base d'un consensus au sein de cette commission et ne peuvent entrer en vigueur que si elles sont validées par les autorités de sûreté nucléaire. Les normes de la KTA ne sont pas contraignantes, mais jouent un rôle important en Allemagne dans l'octroi des autorisations et la surveillance des centrales nucléaires. Elles sont considérées comme un avis préalable d'expert, et la conformité avec la norme de la KTA implique donc normalement que l'état actuel de la science et de la technologie est également respecté. Comme les normes de la KTA présentent un niveau de détails plus élevé, certains WENRA SRL sont également couverts par ces normes de la KTA.

2.4. France

Le cadre réglementaire de la sûreté nucléaire en France est principalement fourni par le Code de l'environnement et l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (arrêté INB). En outre, l'ASNR (c'est-à-dire l'autorité de sûreté nucléaire française) peut prendre des 'Décisions réglementaires à caractère technique', qui deviennent contraignantes après leur homologation par le gouvernement français. Les décisions réglementaires de l'ASNR clarifient et détaillent principalement les dispositions de l'arrêté INB. Certains WENRA SRL sont inclus dans ces décisions réglementaires de l'ASNR.

En outre, l'ASNR élabore des 'guides' sur divers sujets techniques. Ces guides ne sont pas contraignants. Ils contiennent des recommandations visant à clarifier les objectifs de sûreté, à donner les attentes de l'ASNR et à décrire des pratiques considérées comme appropriées pour assurer la conformité à la réglementation. Ils sont donc principalement appliqués dans le cadre du processus d'autorisation (de nouveaux réacteurs) et des évaluations de sûreté (comme pour les révisions périodiques de sûreté des réacteurs existants).

Auparavant, ces guides étaient inclus dans ce que l'on appelle les règles fondamentales de sûreté (RFS), qui étaient de nature similaire aux guides de l'ASNR. Ces RFS sont toujours en vigueur, mais elles seront progressivement remplacées par les guides de l'ASNR.

Les WENRA SRL, dans la mesure où ils ne sont pas déjà couverts par d'autres réglementations, ont été inclus dans ces guides de l'ASNR. Plusieurs guides de l'ASNR sont également en cours de révision pour refléter les changements apportés aux WENRA SRL.

2.5. Pays-Bas

La loi sur l'énergie nucléaire (*Kernenergiewet - Kew*) constitue la base du cadre réglementaire de la sûreté nucléaire aux Pays-Bas. Elle est complétée par des arrêtés, des règlements ministériels et des ordonnances de l'ANVS, tels que le " Ministeriële regeling nucleaire veiligheid kerninstallaties ". Ce cadre réglementaire a été élaboré pour mettre en place une réglementation axée sur des objectifs et il n'a recours à d'exigences de sûreté prescriptives que dans des cas exceptionnels.

L'ANVS (l'autorité néerlandaise de sûreté nucléaire) élabore également des directives, qui ne sont pas contraignantes. Ces directives traduisent les attentes de l'ANVS, clarifient des règles contraignantes et décrivent les méthodes de travail considérées comme suffisantes pour garantir le respect de la réglementation. Il est permis d'y déroger pour autant que le niveau de sûreté atteint soit (au moins) équivalent.

Une de ces directives est la « Handreiking VOBK » (directive pour la conception et l'exploitation sûres des réacteurs nucléaires), qui s'appliquent aux nouvelles installations. La VOBK a été établie en tenant compte des WENRA SRL (et d'autres références). Les nouvelles demandes d'autorisation sont évaluées sur la base des prescriptions de la VOBK. De plus, la VOBK est utilisée comme référentiel lors de la révision périodique de sûreté (PSR) des installations existantes.

En outre, certains WENRA SRL sont couverts par la réglementation à caractère contraignant (« Ministeriële regeling nucleaire veiligheid kerninstallaties »). Compte tenu de ce qui se fait aux Pays-Bas, où l'autorisation renvoie à des directives spécifiques, ce qui les rend contraignantes, l'autorisation du réacteur nucléaire de Borssele a été modifiée pour y intégrer les WENRA SRL les plus récents (issus de la révision de 2014) qui constituent de nouvelles conditions d'autorisation.

Les modifications visant à transposer la version révisée des WENRA SRL sont toujours en cours. De même, l'ANVS étudiera prochainement une mise en œuvre plus systématique de ces SRL. Pour l'instant, l'ANVS examine si chaque SRL individuel a déjà été implémenté dans le régime néerlandais, que ce soit sous forme d'une réglementation, d'une condition d'autorisation ou d'une directive (comme la VOBK). Si tel n'est pas le cas, la pertinence et la valeur ajoutée des SRL seront évaluées, à la suite de quoi une décision sera prise quant au mode de transposition de ces SRL spécifiques.

2.6. Suisse

Le cadre réglementaire de la sûreté nucléaire en Suisse comporte principalement la loi sur l'énergie nucléaire (LENu, SR 732.1) et l'ordonnance sur l'énergie nucléaire (OEnu, SR 732.11). Elles déterminent notamment les principes de base et prescrivent l'adoption de mesures de prévention et de protection lors de la phase de conception et d'exploitation, conformément aux principes internationalement admis. Elles prévoient en outre l'obligation d'adapter l'installation, non seulement dans la mesure du nécessaire, mais également au-delà, dès qu'une amélioration de la sûreté nucléaire est souhaitable. De plus, diverses ordonnances contraignantes imposent des obligations plus détaillées, telles que l'ordonnance SR 732.112.2 sur les menaces externes.

Enfin, l'IFSN (l'autorité suisse de sûreté nucléaire) publie des directives, soit sous la forme d'ordonnances sur la base d'une délégation explicite, soit en sa qualité d'autorité de sûreté nucléaire. Ces directives concrétisent les exigences légales et visent une implémentation uniforme. Elles clarifient également l'état actuel de la science et de la technologie. Ces directives édictent des mesures contraignantes qui doivent être conformes au principe de la proportionnalité. Dans certains cas, l'IFSN peut accorder des dérogations si un niveau de sûreté nucléaire (au moins) équivalent est atteint.

L'évaluation de l'application des exigences réglementaires s'effectue dans le cadre de la révision décennale (PSR). Les écarts identifiés par rapport au cadre réglementaire peuvent alors conduire à des ajustements nécessaires pour la poursuite de l'exploitation.

L'IFSN transpose les niveaux de référence de la WENRA sous la forme de nouvelles directives ou en amendant des directives existantes, pour autant qu'ils ne soient pas déjà couverts par la réglementation en vigueur. Un examen des directives internationales (WENRA, AIEA) est obligatoire lors de l'élaboration et de chaque révision des directives de l'IFSN. Les travaux visant à transposer la dernière version des WENRA SRL ne sont pas encore tout à fait achevés, mais ils sont en cours.

3. Approche réglementaire sur les thèmes clés

3.1. Chute d'un avion

Les WENRA SRL stipulent que les menaces externes (événements naturels et activités humaines pouvant non intentionnellement représenter une menace pour le site) doivent être identifiées, et la chute d'un avion doit en faire partie. Ensuite, sur la base d'une évaluation des risques spécifique au site, les incidents doivent être définis pour la base de conception. Lors de cet exercice, la fréquence de dépassement ne peut excéder une valeur de 10^{-4} par an. Quelle que soit la probabilité, la base de conception doit prendre en compte la chute accidentelle d'un avion.

Concrètement, selon les WENRA SRL, le type d'avion dont tient compte la base de conception doit répondre à un critère de probabilité. Ce critère est lié au risque de chute d'un avion et non au risque d'occurrence d'un rejet radioactif inacceptable (bien que ce critère soit retenu dans certains pays). Les WENRA SRL ne précisent pas le type ou la catégorie de l'avion. La référence peut donc être un petit avion de loisir, si le critère de probabilité n'impose pas de considérer un autre type d'avion.

Extract WENRA SRL – Issue TU: External Hazards

TU2. Identification of external hazards

TU2.1 All external hazards that might affect the site shall be identified, including any related hazards (e.g. earthquake and tsunami, accidental aircraft crash with consequential aircraft fuel fire)⁸⁹. Justification shall be provided that the compiled list of external hazards is complete and relevant to the site.

TU2.2 The list of external hazards from which identification as stated in TU2.1 is conducted shall at least include

(...)

- Accidental aircraft crash;

(...)

(...)

TU4. Definition of the design basis events for external hazards

TU4.1 Design basis events⁹¹ shall be defined based on the site specific hazard assessment.

TU4.2 The exceedance frequencies of design basis events shall be low enough to ensure a high degree of protection with respect to external hazards. An exceedance frequency not higher than 10^{-4} per annum⁹², shall be used for the design basis events. Where it is not possible to calculate these frequencies with an acceptable degree of certainty, an event shall be chosen and justified to reach an equivalent level of safety.

(...)

For accidental airplane crashes and explosion blast waves a design basis event shall be defined to ensure a minimum protection of the plant.

⁹² According to the current practices, several WENRA countries require a value lower than 10^{-4} per annum for human induced and some also for natural hazards

3.1.1. Belgique – chute d'un avion

La modification de l'AR PSIN en 2020 stipule que la base de conception doit en tout état de cause inclure la chute d'un avion commercial et celle d'un avion militaire, quelle que soit la fréquence de dépassement. Les réacteurs nucléaires existants doivent pouvoir y résister grâce à la mise en œuvre de leur plan d'action PSR (ce qui signifie en cas d'un LTO). L'arrêté royal prévoit une certaine flexibilité (comme des hypothèses et des méthodes moins conservatives) pour démontrer le niveau de protection dans le cas où la chute d'un avion n'était pas prise en compte dans la base de conception. L'AR PSIN considère la chute accidentelle d'un avion. La chute intentionnelle d'un avion ne relève pas du champ d'application de l'AR PSIN. Toutefois, la protection contre la chute accidentelle d'un avion constitue également une protection contre

la chute intentionnelle d'un avion.

Cette exigence (qui va donc au-delà des niveaux de référence de la WENRA) a pour but de faire évoluer le niveau de protection des réacteurs nucléaires les plus anciens contre la chute d'un avion vers un niveau de sûreté qui s'approche de celui des réacteurs belges les plus récents. Les arguments suivants ont été utilisés en 2020 lors la transposition des WENRA SRL 2014:

- Pour Doel 3, Doel 4, Tihange 2 et Tihange 3, la base de conception de la centrale tenait compte de la chute d'un avion commercial, au contraire de celle de Doel 1&2 et de Tihange 1, qui ne prenait en considération la chute d'aucun avion.
- En raison de la proximité de l'aéroport militaire de Bierset, implanté à l'époque près de Tihange, la conception de Tihange 2 et Tihange 3 a tenu compte de la chute d'un avion militaire, ce qui n'était pas le cas pour les autres réacteurs.
- L'aéroport militaire de Bierset est devenu l'aéroport commercial de Liège Airport, avec des vols de passagers et de fret (mais plus aucun vol militaire).
- Le nombre de vols a augmenté de manière générale depuis la construction des réacteurs.

Cet objectif est conforme à la position de l'AFCN qui estime que la réglementation nucléaire doit évoluer selon le principe de l'amélioration continue. Cette exigence garantit plus spécifiquement que le niveau de protection de tous les réacteurs d'un même site contre la chute d'un avion doit évoluer vers le même niveau.

Une directive de l'AFCN (réf. 2014-03-18-RK-5-4-4-EN) s'applique aux nouvelles installations, telles que les nouveaux bâtiments de stockage du combustible nucléaire usé, construites sur les sites des centrales nucléaires de Doel et de Tihange. Cette directive stipule que la chute d'un avion commercial ou militaire doit être couverte par la base de conception dès lors que la probabilité de la chute sur l'installation concernée est supérieure à 10^{-6} par an. Les avions de plus petite taille (comme les avions de loisir) doivent toujours être couverts par la base de conception.

Extrait de l'AR PSIN – Article 21/1 Menaces externes

21/1.1 Identification des agressions externes et protection contre celles-ci

Tous les phénomènes naturels et les activités humaines susceptibles de provoquer, de manière involontaire, des agressions contre le site doivent être identifiés, y compris les phénomènes secondaires qui en découleraient.

(...)

Les agressions externes causées par des activités humaines, comprennent au minimum:

- les chutes d'avion accidentelles;

(...)

(...)

21/1.3 Évènements de base de conception pour les agressions externes

Sur base de l'analyse des agressions externes sélectionnées, des évènements de base de conception sont définis.

La fréquence de dépassement utilisée pour le choix des événements de la base de conception par rapport à ces agressions/à une agression est suffisamment basse pour assurer un haut degré de protection. Elle est inférieure ou égale à 10^{-4} par an..

(...)

Afin d'assurer une protection minimale, les événements sélectionnés dans la base de conception comprennent entre autres:

- la chute d'un avion de ligne commercial et celle d'un avion militaire représentatifs;

(...)

21/1.4 Protection contre les évènements de la base de conception

(...)

Si la chute d'un avion commercial ou militaire représentatif n'a pas été considérée dans la base de conception, des méthodes alternatives peuvent être utilisées afin de démontrer un niveau de protection adéquat: (...)

Extrait du Rapport au Roi du 19 février 2020 – 2. Contenu de l'arrêté

iii. Autres prescriptions complémentaires

(...)

- a) Les chutes d'avions doivent être considérées dans la base de conception et sont des chutes d'avions militaires et commerciaux représentatifs (article 20.3).

Un avion « représentatif » a les caractéristiques du type d'avion « moyen » qui survole les sites. Il ne s'agit pas d'un modèle extrême ou enveloppe, mais de ce que les statistiques actuelles de vol au-dessus et aux alentours des sites mettent en évidence comme étant les plus fréquemment rencontrés.

(...)

Extrait de la Directive 2014-03-18-RK-5-4-4-EN - 3.1. Determination of the aircraft crash probability and categorization

3.1.1. Categories of aircraft

Aircrafts should be categorized in one of the following three categories:

- General aircraft: local air traffic with masses up to 5.7 tons² (maximum take-off weight) such as aircraft for leisure, helicopters and small civil aircrafts;
- Large-commercial aircraft: other civil aircraft notably medium and large civil aircraft for national and international commercial flights;
- Military aircraft: all military aircrafts.

(...)

(...)

3.1.8. Categorization as ACL-1 and ACL-2

As a general rule, a crash associated with a certain aircraft category is categorized as ACL-1 if the overall annual crash probability for that category, P_{cat} , exceeds 10^{-6} per year. If the overall annual crash probability is lower, it should be categorized as ACL-2.

ACL-1 must always contain the general aircraft category. An assessment may not be needed if one of the other two categories is also categorized under ACL-1 as these categories envelope the general category.

(...)

3.1.2. Allemagne – chute d'un avion

Le SiAnf exige que la chute d'un avion soit couverte par la base de conception. Il impose et définit une courbe de charge de manière déterministe. Cette charge correspond à un avion militaire spécifique (de type Phantom F4E) et s'applique à tous les sites. Le choix de cet avion s'explique par le nombre élevé d'accidents impliquant des avions militaires. Aucun autre avion, tel qu'un avion commercial, ne doit être pris en compte. Il convient de souligner que les exigences du SiAnf relatives à la séparation physique et spatiale des systèmes sont de nature à offrir une protection contre les chutes d'avion. Ces exigences peuvent garantir que les différents systèmes sont suffisamment éloignés les uns des autres pour ne pas être affectés simultanément par un tel accident.

Enfin, la directive relative à la révision périodique de sûreté fournit une liste d'événements pour lesquels une approche déterministe et probabiliste doit être appliquée. Cette liste comprend également les impacts civils externes spécifiques à chaque site, et fait référence à des recommandations plus détaillées pour une analyse probabiliste des accidents d'avion, entre autres. L'analyse probabiliste n'est pas obligatoire pour les réacteurs conçus pour résister aux chutes d'avion conformément au SiAnf et qui ne se situent pas à proximité de domaines d'exercices militaires.

De plus, la RSK (*Reaktor-Sicherheitskommission*) s'est également exprimée en 2021 sur la chute d'un avion commercial. Elle a décrété que, dans un tel cas de figure, les systèmes de refroidissement de tous les réacteurs allemands encore en activité à l'époque resteraient opérationnels et qu'il ne devrait pas y avoir de rejet de substances radioactives.

Extrait du SiAnf - Annex 3 - § 4.2.2.1 Flugzeugabsturz

4.2.2.1 Flugzeugabsturz

- 4.2.2.1 (1) Durch geeignete Maßnahmen und Einrichtungen ist sicherzustellen, dass durch einen Flugzeugabsturz die Sicherheit der Anlage nicht unzulässig beeinträchtigt wird.
- 4.2.2.1 (2) Die durch den Flugzeugaufprall induzierten Erschütterungen sind zu berücksichtigen.
- 4.2.2.1 (3) Die Auswirkungen von Trümmern, Treibstoffbränden, Treibstoffexplosionen und weiteren Folgewirkungen sind zu berücksichtigen, insbesondere:
- Treibstoffbrand auf dem Anlagen-gelände,
 - Explosion von Treibstoff außerhalb von Gebäuden,
 - Brand oder Explosion von Treibstoff (flüssig oder als Dampf), der durch permanent vor-handene oder durch den Absturz verursachte Öffnungen in Gebäude eingedrungen ist,
 - Eindringen von Verbrennungsprodukten sowie Ansaugluft mit reduziertem Sauerstoffgehalt infolge von Verbrennungsvorgängen in Lüftungssysteme unter Berücksichtigung der Auswirkungen auf Personalhandlungen, elektrische Einrichtungen und die Diesel-generator-Zuluft.
- Hinweis: Die Schutzwirkungen vorgelagerter Bauwerke dürfen dabei berücksichtigt werden. Der Schutz gegen Flugzeugtrümmer kann bei redundanten Systemen auch durch räumliche Trennung erreicht werden.
- (...)
- 4.2.2.1 (5) Der Auslegung sind folgende Lastannahmen zugrunde zu legen:
- Stoßlast-Zeit-Diagramm:
 - Auftrefffläche: 7 m² kreisförmig.
 - Auftreffwinkel: normal auf die Tangentialebene im Auftreffpunkt.

3.1.3. France - crash aérien

Le RFS I.2.a exige une évaluation des risques pour trois familles d'aviation (aviation générale, aviation commerciale et aviation militaire). Une approche probabiliste est utilisée pour déterminer les aéronefs à prendre en considération. Dans ce cas, le critère d'acceptation est que la probabilité d'un rejet inacceptable soit au maximum d'un ordre de grandeur de 10^{-7} par an dans chaque famille et de 10^{-6} par an pour les trois familles combinées.

Extrait de la règle RFS I.2.a

2. Enoncé de la règle

2.1 Trois familles sont distinguées :

- l'aviation générale (avions de masse inférieure à 5,7 tonnes) ;
- l'aviation commerciale;
- l'aviation militaire.

Pour chaque site, une évaluation de la probabilité de chute sur chacune des « cibles » définies en 2.2. ci-dessous est effectuée pour chacune des trois familles d'avions ainsi définies. Pour cette évaluation, les formulations introduisent la notion de surface virtuelle du ou des bâtiments

abritant chaque fonction de sûreté: cette surface définit la surface de la cible à prendre en compte et correspond à la surface moyenne probable des projections cylindriques sur le sol, suivant les directions possibles de chute de l'avion, de la surface apparente de ces bâtiments.

(...)

- 2.3 L'ordre de grandeur ⁽¹⁰⁵⁾ de la probabilité limite pour accepter l'éventualité d'un dégagement inacceptable de substances radioactives à la limite du site, pour chacune des fonctions de sûreté définies ci-dessus, est de : 10^{-6} /an x tranche
- Toutefois, pour tenir compte de la sommation nécessaire des probabilités d'accidents aux conséquences analogues, on se fixe pour chaque famille d'agressions un ordre de grandeur ⁽¹⁰⁵⁾ limite de la probabilité d'occurrence de l'événement pour chacune des fonctions de sûreté définies ci-dessus, de 10^{-7} /an x tranche.

⁽¹⁰⁵⁾ Comme il est d'usage, il s'agit ici de l'ordre de grandeur logarithmique.

3. Commentaires

- 3.1 Les caractéristiques de l'aviation en France conduisent à considérer que très généralement - et sous réserve de vérification à effectuer cas par cas - ces règles impliquent la prise en compte de la chute d'un avion de l'aviation générale. Pour cela, il est admis de considérer 2 types d'avions jugés représentatifs des différentes catégories d'avions de l'aviation générale : Cessna 210 monomoteur de 1,5 tonne et Lear Jet 23 bimoteur de 5,7 tonnes. Tous deux sont supposés heurter les installations à 100 m/seconde.

3.1.4. Pays-Bas – chute d'un avion

La directive VOBK relative aux nouveaux réacteurs exige que la sûreté de l'installation ne soit pas mise en péril de manière inadmissible par la chute d'un avion. Les avions tant commerciaux que militaires doivent donc être considérés.

Extrait de la directive VOBK – Annex 2 - §4.2.2.1 Aircraft Crash

4.2.2.1 (1) It shall be ensured by suitable protection measures that the safety of the plant will not be inadmissibly impaired by an accidental aircraft crash of both commercial and military aircraft with account taken of present and future characteristics of air traffic.

3.1.5. Suisse - crash aérien

La conception des réacteurs suisses doit prendre en considération la chute d'un avion. À cet égard, elle doit tenir compte tant de l'impact d'un avion militaire, susceptible de provoquer les charges de choc les plus lourdes, que des conséquences d'un incident impliquant un avion commercial, susceptible de causer des dommages supplémentaires à la suite de l'inflammation du kérosène. D'ailleurs, l'ordonnance SR 732.112.2 stipule qu'il convient de prendre en compte le type d'avion (civil ou militaire) en service au moment du dépôt de la demande d'autorisation, qui est susceptible de provoquer les charges de choc les plus élevées sur les bâtiments.

De plus, la directive HSK-R-102 stipule que la chute d'un avion doit être couverte par la base de conception. Elle impose de manière déterministe une courbe de charge qui correspond à la courbe de charge définie dans la réglementation allemande (SiAnf) (à savoir un avion militaire spécifique).

Extrait de l'ordonnance SR 732.112.2 – Art. 5 Hypothèses de risque pour les défaillances et agressions d'origine externe à l'installation

- 1 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:
- (...)
- c. chute d'avion: ébranlement des équipements et structures induit par la chute, incendie du carburant (y c. développement de fumée), explosions et impact lié aux débris;
- (...)

- 5 Afin de démontrer que la protection contre les chutes d'avion est suffisante, il 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.

Extrait de la directive HSK-R102

3 Annahmen

Für die Auslegung der Bauten gegen den Absturz von Militär- und Verkehrsflugzeugen soll von folgenden Annahmen ausgegangen werden:

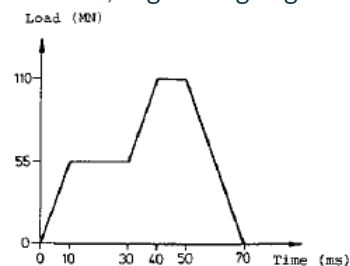
- 3.1 Für die bauliche Dimensionierung soll der Aufprall eines Militärflugzeuges von 20 Mg Masse und 215 m/s Geschwindigkeit mit einer kreisförmigen Aufprallfläche von 7 m² angenommen werden.
- 3.2 Der Absturz soll aus beliebiger Richtung angenommen werden. Verhindern angrenzende Gebäude oder Geländeformationen einen Aufprall normal zur Gebäudeoberfläche, so soll der ungünstigste noch mögliche Winkel als massgebend betrachtet werden.
- 3.3 Es soll auch mit dem gleichzeitigen Absturz von Flugzeugtrümmern auf dem Kraftwerksareal gerechnet werden.
- 3.4 Ein Treibstoffbrand soll als Folgeereignis angenommen werden.

4 Auslegung

- 4.1 Dem Nachweis der Standsicherheit sowie der Tragfähigkeit der Bauwerke gegen Biegung, Querkraft und Normalkraft soll das folgende Belastungsdiagramm, beruhend auf Berechnungen beim Aufprall auf eine starre Wand normal zur Oberfläche, zugrunde gelegt werden:

Last-Zeit-Diagramm

| Zeit (ms) | Last (MN) |
|-----------|-----------|
| 0 | 0 |
| 10 | 55 |
| 30 | 55 |
| 40 | 110 |
| 50 | 110 |
| 70 | 0 |



(...)

3.2. Séisme

Les WENRA SRL stipulent que les menaces externes doivent être identifiées, dont les séismes (*seismotectonic hazards*). Ensuite, il convient de définir, à partir d'une analyse des risques propres à chaque site, les incidents qui doivent être couverts par la base de conception. La fréquence de dépassement à appliquer ne peut excéder la valeur de 10^{-4} par an.

Toutefois, pour les sites à faible activité sismique, une détermination probabiliste (liée à la fréquence de dépassement) du séisme qui doit être couvert par la base de conception engendrerait un niveau de séisme extrêmement faible. Dès lors, les WENRA SRL ont défini un niveau seuil, qui est l'accélération horizontale maximale du sol d'au moins 0,1 g (ce qui correspond à $0,98 \text{ m/s}^2$).

Extrait des WENRA SRLs – Issue TU: External Hazards

TU2. Identification of external hazards

TU2.1 All external hazards that might affect the site shall be identified, including any related hazards (e.g. earthquake and tsunami, accidental aircraft crash with consequential aircraft fuel fire)⁸⁹. Justification shall be provided that the compiled list of external hazards is complete and relevant to the site.

TU2.2 The list of external hazards from which identification as stated in TU2.1 is conducted shall at least include

- Geological hazards;
- Seismotectonic hazards;

(...)

(...)

TU4. Definition of the design basis events for external hazards

TU4.1 Design basis events⁹¹ shall be defined based on the site specific hazard assessment.

TU4.2 The exceedance frequencies of design basis events shall be low enough to ensure a high degree of protection with respect to external hazards. An exceedance frequency not higher than 10^{-4} per annum⁹², shall be used for the design basis events. Where it is not possible to calculate these frequencies with an acceptable degree of certainty, an event shall be chosen and justified to reach an equivalent level of safety.

For the specific case of seismic loading, as a minimum, a horizontal peak ground acceleration value of 0.1g (where 'g' is the acceleration due to gravity) shall be applied, even if its exceedance frequency would be below 10^{-4} per annum.

(...)

⁹² According to the current practices, several WENRA countries require a value lower than 10^{-4} per annum for human induced and some also for natural hazards

3.2.1. Belgique - séisme

L'AR PSIN stipule que les sollicitations sismiques doivent être couvertes par la base de conception. A l'instar de toutes les autres menaces externes, il convient de tenir compte d'une fréquence de dépassement égale ou inférieure à 10^{-4} par an. Toutefois, une valeur minimale de $0,98 \text{ m/s}^2$ (soit 0,1 g) doit être respectée pour l'accélération horizontale maximale du sol.

Les réacteurs existants doivent être conformes à cette valeur à la suite de la mise en œuvre de leur plan d'action PSR. L'AR PSIN offre la possibilité d'utiliser des méthodes alternatives (moins conservatives) afin de démontrer la résistance des centrales si un séisme plus violent doit être considéré comme un événement de base de conception.

Ce critère correspond aux WENRA SRL et garantit la transposition des WENRA SRL relatifs à ce thème sans devoir modifier la réglementation en vigueur.

Extrait AR PSIN – Article 21/1 Menaces externes

21/1.1 Identification des agressions externes et protection contre celles-ci

Tous les phénomènes naturels et les activités humaines susceptibles de provoquer, de manière involontaire, des agressions contre le site doivent être identifiés, y compris les phénomènes secondaires qui en découleraient.

Les phénomènes naturels comprennent:

- les aléas géologiques;
- les aléas sismiques;
- les aléas météorologiques;
- les aléas hydrologiques;
- les phénomènes biologiques;
- les feux de forêt.

(...)

(...)

21/1.3 Évènements de base de conception pour les agressions externes

Sur base de l'analyse des agressions externes sélectionnées, des évènements de base de conception sont définis.

La fréquence de dépassement utilisée pour le choix des évènements de la base de conception par rapport à ces agressions/à une agression est suffisamment basse pour assurer un haut degré de protection. Elle est inférieure ou égale à 10^{-4} par an.

Une valeur minimale de 0,98 m.s⁻² est à respecter pour l'accélération horizontale maximale du sol pour les sollicitations sismiques.

Lorsque le calcul des fréquences de dépassement de la sévérité d'une agression est impossible ou ne présente pas un niveau de confiance suffisant, un évènement avec lequel un niveau de protection équivalente peut être atteint, est retenu pour la base de conception..

(...)

21/1.4 Protection contre les évènements de la base de conception

(...)

Si le niveau de sévérité d'un évènement de base de conception a été revu à la hausse et qu'il n'est pas raisonnablement possible d'adapter la conception suivant les normes en vigueur, des méthodes basées sur des jugements d'experts et des évaluations alternatives sont utilisées pour évaluer la résistance réelle à cet évènement des structures, systèmes et composants de l'unité compte tenu de leur état actuel et pour déterminer les améliorations nécessaires.

(...)

3.2.2. Allemagne - séisme

Le SiAnf stipule qu'un séisme de base de conception (un SSE) doit être déterminé sur la base d'une approche tant déterministe que probabiliste. Ce séisme doit afficher une intensité minimale ('intensité VI'). De manière générale, le SiAnf requiert que tous les équipements de sûreté soient conçus de manière à pouvoir remplir leur fonction de sûreté en toutes circonstances, y compris lors d'un évènement externe, et donc en cas de survenance d'un SSE. Des exigences plus détaillées figurent dans la normes KTA 2201, et notamment la KTA 2201.1 stipule que, sur la base de l'approche probabiliste, les caractéristiques du séisme de base de conception doivent être définies en considérant une fréquence de dépassement de 10^{-5} /an.

Or, une accélération horizontale maximale du sol de 0,1 g peut être plus contraignante que l'intensité minimale imposée par le SiAnf et la norme KTA 2201.1. La RSK (*Reaktor-Sicherheitskommission*) a donc recommandé de procéder à une évaluation de l'impact sur la sûreté. En conséquence, une analyse probabiliste de la sûreté des réacteurs encore opérationnels en cas de séisme a été réalisée. La RSK en a conclut que la protection est suffisante par rapport à une valeur de 0,1 g.

Extrait du SiAnf - Annex 3 - § 4.2.1.1 Erdbeben

4.2.1.1 Erdbeben

4.2.2.1 (1) Für den Standort sind ein Bemessungserdbeben und die zugehörigen Einwirkungen auf der Grundlage der Ergebnisse deterministischer und probabilistischer seismologischer Standortgefährdungsanalysen zu ermitteln. Für das Bemessungserdbeben sind die Intensität und entsprechend den zugehörigen seismotektonischen Bedingungen auch maßgebende Magnituden-, Entfernungs- und Herdtiefenbereiche zur Ermittlung der ingenieurseismologischen Kenngrößen anzugeben. Unabhängig von standort-spezifischen Festlegungen ist bei der Auslegung mindestens die Intensität VI EMS/MSK zu Grunde zulegen.

(...)

Extrait de la norme KTA 2201.1 - §3 Festlegung der Erdbebeneinwirkung

3.1 Allgemeine Anforderungen

- (1) Das Bemessungserdbeben wird beschrieben durch die seismischen Einwirkungen am Standort, die insbesondere durch die Intensität und die Bodenbewegungen charakterisiert werden. Das Bemessungserdbeben ist auf der Grundlage deterministischer und probabilistischer Analysen zu ermitteln und festzulegen. Dabei ist die Umgebung des Standortes bis mindestens 200 km Entfernung zu berücksichtigen wobei zu prüfen ist, ob Erkenntnisse vorliegen, die eine Einbeziehung darüber hinausgehender Entfernungen standortabhängig erforderlich macht.
- (2) Für die deterministische Bestimmung des Bemessungserdbebens ist auf Grundlage aufgetretener Ereignisse ein Erdbeben mit den für den Standort größten anzunehmenden seismischen Einwirkungen zu Grunde zu legen, das nach wissenschaftlichen Erkenntnissen zu erwarten ist.
- (3) Die probabilistische Bestimmung der Kenngrößen des Bemessungserdbebens ist für eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von $10^{-5}/a$ vorzunehmen.
- (4) Das Bemessungserdbeben ist unter Bewertung der deterministischen und probabilistischen Bestimmungen festzulegen. Die zugehörigen seismischen Einwirkungen dürfen jeweils für den 50%-Fraktilwert angegeben werden, wenn die Überschreitenswahrscheinlichkeit der Kenngrößen des Bemessungserdbebens bei $10^{-5}/a$ liegt.
- (5) Das Bemessungserdbeben ist mindestens mit der Intensität VI festzulegen.

3.2.3. France - séisme

Le guide ASNR 22 stipule qu'une fréquence de dépassement de 10^{-4} par an doit être retenue pour déterminer les caractéristiques des aléas naturels (tels que les séismes) couverts par la base de conception. Toutefois, la valeur de l'accélération horizontale maximale du sol en cas de séisme doit être d'au moins 0,1 g.

Ce guide complète la 'règle fondamentale de sûreté RFS-2001-01', qui définit l'approche déterministe.

Extrait du guide ASNR 22 - § 3.3.3.2

3.3.3.2.7 Pour déterminer les niveaux d'aléa à retenir pour les agressions naturelles externes de référence, une valeur repère de $10^{-4}/\text{an}$ en termes de fréquence annuelle de dépassement de l'aléa considéré doit être visée.

(...)

3.3.3.2.9 Pour le séisme à retenir dans le domaine de conception de référence, la valeur de l'accélération maximale du sol ne doit pas être inférieure à 0,1g à la fréquence infinie (où « g » est l'accélération de la pesanteur à la surface de la Terre).

3.2.4. Pays-Bas - séisme

La directive VOBK exige de déterminer un séisme de base de conception, tant de manière déterministe que probabiliste, à partir d'une évaluation des risques spécifiques au site. La fréquence de dépassement à considérer est de 10^{-4} par an. Toutefois, la valeur de l'accélération horizontale maximale du sol pour un séisme ne peut être inférieure à 0,1 g.

Extrait de la directive VOBK – Annex 2 - § 4

| | |
|----------------|--|
| 4.1 (3) | Based on the site specific hazard assessment, design basis events associated with an exceedance probability of 10^{-4} 1/a shall be defined. The relevant load and engineering parameters associated with these design basis events shall be clearly specified. Consideration shall be given to the fact that one hazard might involve different types of loads acting at the same time (e. g. high water levels and mechanical loads due to wave action) |
| (...) | |
| 4.2.1.1 | Earthquake |
| 4.2.1.1 (1) | A design basis earthquake and the associated loads shall be determined for the site based on site specific deterministic and probabilistic seismic hazard assessments. For the determination of the seismic engineering parameters of the design basis earthquake, the intensity and, corresponding to the associated seismotectonic conditions, the range of magnitudes, distances and focal depths of the controlling earthquakes shall be indicated. Irrespective of any site specific hazard assessment, at least a peak ground acceleration of 0.1g in combination with a generic response spectrum (according to IAEA NS G-1.6) has to be applied as a design basis. |

3.2.5. Suisse - séisme

L'ordonnance SR 732.112.2 stipule que les aléas naturels, tels que les séismes, dont la fréquence de dépassement s'élève à 10^{-4} par an ou plus, doivent être couverts par la base de conception.

Il convient de tenir compte de l'accélération maximale du sol pour les séismes de cette fréquence, déterminée sur la base d'analyses probabilistes révisées en 2013.

En cas de révision de la gravité d'un événement déterminé, par exemple en cas de relèvement de la valeur de l'accélération maximale du sol pour un tremblement de terre, il convient de démontrer la robustesse d'un réacteur par rapport aux nouvelles limites. De plus, toute modification ou modernisation des systèmes (ou tout achat de composants de rechange) doit garantir la conformité de ceux-ci à des exigences plus strictes. Dans un tel cas de figure, il convient de tenir compte des nouvelles limites de conception et les directives en vigueur doivent être intégralement respectées.

La réglementation ne définit aucune valeur minimale, mais l'activité sismique en Suisse est telle que le séisme de base de conception répond largement au critère des WENRA SRL selon lequel l'accélération horizontale maximale du sol ne peut être inférieure à 0,1 g.

Extrait de l'ordonnance SR 732.112.2 – art. 5 Hypothèses de risque pour les défaillances et agressions d'origine externe à l'installation

| | |
|-------|--|
| 1 | 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: |
| | a. tremblement de terre: oscillations du sol, affaissement du sol, glissement de terrain, destruction d'installations proches susceptible de compromettre la sécurité de l'installation nucléaire, perte de systèmes auxiliaires et de systèmes d'alimentation du site non parasismiques, incendie et inondation; |
| (...) | |
| 3 | Il doit déterminer les risques de défaillances dues à des causes naturelles telles que tremblement de terre, inondation et conditions météorologiques extrêmes au moyen d'une analyse probabiliste des risques. A cet effet, les données historiques obtenues grâce aux connaissances scientifiques actuelles et les changements prévisibles des facteurs d'influence déterminants doivent être pris en compte et évalués. |

3.3. Systèmes partagés

Les WENRA SRL exigent que les différentes unités soient indépendantes les unes des autres, mais permettent qu'un réacteur apporte son support à un autre.

Toutefois, le thème spécifique des « réacteurs jumeaux » (comme Doel 1 et 2), où deux réacteurs sont fortement interdépendants et partagent de nombreux systèmes, n'est pas abordé par les WENRA SRL. En matière d'assistance entre réacteurs et de systèmes partagés, les niveaux de référence de la WENRA n'opèrent donc aucune distinction entre des réacteurs indépendants d'une même centrale (par exemple, Tihange 1, Tihange 2 et Tihange 3) et le cas spécifique (et moins fréquent) des réacteurs jumeaux.

Extrait des WENRA SRLs – Issue E: Design Basis Envelope for Existing Reactors

E9. Design of safety functions

(...)

E9.5 For sites with multiple units, appropriate independence between them shall be ensured.³⁶

³⁶ The possibility of one unit supporting another could be considered as far as this is not detrimental for safety

3.3.1. Belgique - systèmes partagés

En vertu de l'AR PSIN, la base de conception exige que les fonctions de sûreté des différents réacteurs soient assurées de manière indépendante à chacun des réacteurs. De plus, les systèmes de support partagés doivent être conçus de manière à disposer d'une capacité suffisante. Dans le cas de deux réacteurs qui partagent des systèmes de sûreté, cela signifie que ces systèmes partagés doivent avoir une capacité suffisante pour permettre aux deux réacteurs de faire face simultanément aux conditions accidentelles. Les réacteurs existants doivent être conformes à cette exigence à la suite de la mise en œuvre de leur plan d'action PSR.

Cette exigence a pour objet de transposer les WENRA SRL en la matière tout en apportant des précisions sur la situation spécifique à la Belgique des réacteurs jumeaux de Doel 1 & 2. Cette clarification exige que la capacité des systèmes partagés par les réacteurs jumeaux soit suffisante pour gérer un accident sur les deux réacteurs indépendamment l'un de l'autre (et donc également simultanément).

Extrait AR PSIN – Article 20.7 Fonctions de sûreté

20.7.1 Généralités

(...)

Les fonctions de sûreté des différentes unités d'un même site sont assurées de manière indépendante à chaque unité. Les systèmes supports partagés entre plusieurs unités sont dimensionnés de telle manière que les fonctions de sûreté des différentes unités d'un même site sont assurées de manière indépendante à chaque unité.

Les supports éventuels d'une unité à une autre ne peuvent pas affaiblir la sûreté de l'unité qui apporte son support.

3.3.2. Allemagne - systèmes partagés

La plupart des centrales nucléaires allemandes sont conçues comme des centrales nucléaires qui ne comptent qu'un seul réacteur nucléaire sur le site, même si le site en compte plusieurs. Dès lors, le nombre de systèmes partagés est réduit et le SiAnf stipule que les menaces internes sur un réacteur ne peuvent avoir un impact inacceptable sur un réacteur voisin. De plus, les documents interprétatifs du SiAnf apportent des précisions pour les centrales nucléaires qui comportent plusieurs réacteurs. Ainsi, les équipements disponibles d'un réacteur peuvent être mis à profit pour tenter de maîtriser les conséquences d'un accident qui surviendrait dans un autre réacteur, pour autant que la sûreté du premier réacteur ne s'en trouve pas compromise.

Des exigences supplémentaires et plus détaillées figurent dans diverses normes de la KTA, relatives, notamment, à l'instrumentation sismique, la protection contre la foudre et les raccordements électriques entre les réacteurs.

Extrait du SiAnf - Annex 3 - § 3.2.8 Gegenseitige Beeinflussung von Mehr-blockanlagen

| | |
|--------------|---|
| 3.2.8 | Gegenseitige Beeinflussung von Mehr-blockanlagen |
| 3.2.8 (1) | Einwirkungen von innen dürfen nicht zu unzulässigen Beeinträchtigungen der Sicherheit eines Nachbarblocks führen. |

Extrait du document interprétatif du SiAnf - I-7 §3

| | |
|-------|---|
| 3 (7) | Bei Mehrblockanlagen können im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes auch verfügbare Einrichtungen des jeweils anderen Blockes verwendet werden, sofern dadurch die Sicherheit dieses Blockes nicht beeinträchtigt wird. |
|-------|---|

3.3.3. France - systèmes partagés

Le guide ASNR 22 stipule que l'utilisation d'équipements communs importants pour la sûreté doit être limitée et toujours justifiée. Il fait notamment référence à une réserve naturelle d'eau. De plus, ces systèmes de sûreté communs doivent être dimensionnés de manière à permettre la mise à l'arrêt, le refroidissement et l'évacuation de la chaleur résiduelle de chacun des réacteurs. Ces systèmes communs ne doivent pas non plus conduire à une autonomie insuffisante en termes d'eau de refroidissement ou d'alimentation électrique.

Extrait du guide ASNR 22 - § 4.1.4.1

| | |
|---------|---|
| 4.1.4.1 | Le recours à des EIP communs à plusieurs INB doit être limité et justifié (par exemple réserve naturelle d'eau ou digue). En particulier, celui-ci : <ul style="list-style-type: none"> - ne remet pas en cause la mise à l'arrêt, le refroidissement et l'évacuation de la puissance résiduelle de chacune des INB dans les domaines de conception de référence et étendu ; - ne conduit pas à une autonomie insuffisante des sources d'énergie électrique et d'eau de refroidissement nécessaires à chaque INB. |
|---------|---|

3.3.4. Pays-Bas - systèmes partagés

La directive VOBK stipule que, pour les centrales nucléaires comptant plusieurs réacteurs, chaque réacteur doit disposer d'équipements et de systèmes qui lui sont propres pour faire face à des incidents et aux accidents de base de conception.

Extrait de la directive VOBK - § 3

| | |
|----------|---|
| 3.1 (14) | In case of multiple unit sites, each unit shall have its own items important to safety to control and mitigate the anticipated operational occurrences and accidents considered for the design. |
|----------|---|

3.3.5. Suisse - systèmes partagés

La directive ENSI-G02 autorise l'utilisation commune de certains équipements par les réacteurs d'une même centrale. Toute utilisation commune d'équipements mécaniques ou électriques remplissant une fonction de sûreté dans le cadre de la base de conception doit être justifiée et examinée du point de vue de la sûreté. Parmi ces équipements figurent les générateurs diesel ou les infrastructures complémentaires d'approvisionnement en eau. Les équipements spécifiques de ces systèmes peuvent, si nécessaire, être raccordés à un des réacteurs.

Extrait de la directive ENSI-G02 - § 5.2.2 SE3-Funktionen

5.2.2 SE3-Funktionen
(...)

h. Werden bei Mehrblockanlagen mechanische oder elektrische Komponenten von SE3-Funktionen von mehreren Blöcken gemeinsam genutzt, ist dies zu begründen und sicherheitstechnisch zu bewerten.

3.4. Fonctionnement automatique/autonome

Les WENRA SRL exigent que les accidents de base de conception soient suivis d'une phase automatique durant laquelle aucune action n'est requise de la part du personnel. Cette phase dure une demi-heure. Les exceptions à cette règle sont possibles, mais doivent être justifiées.

Extrait des WENRA SRLs – Issue E: Design Basis Envelope for Existing Reactors

E9. Design of safety functions

(...)

E9.3 Activations and control of the safety functions shall be automated or accomplished by passive means such that operator action is not necessary within 30 minutes of the initiating event. Any operator actions required by the design within 30 minutes of the initiating event shall be justified.³³

³³ The control room staff has to be given sufficient time to understand the situation and take the correct actions. Operator actions required by the design within 30 min after the initiating event have to be justified and supported by clear documented procedures that are regularly exercised in a full scope simulator

3.4.1. Belgique - fonctionnement automatique/autonome

En vertu de l'AR PSIN, la base de conception prévoit que les fonctions de sûreté soient activées automatiquement (ou par des moyens passifs), de sorte qu'aucune intervention des opérateurs ne soit requise pendant les 30 premières minutes. Certains accidents nécessitent toutefois des interventions manuelles avant ce délai de 30 minutes. Dans ces cas, ces actions et le temps qu'elles nécessitent doivent être déterminés et justifiés.

Si la salle de commande est affectée, par exemple par un incendie majeur, et si les opérateurs doivent utiliser la salle de commande de repli, le respect de ce délai de 30 minutes ne suffit pas. Dans cette situation, les fonctions de sûreté doivent être maintenues après un démarrage automatique sans intervention de l'opérateur, et pas uniquement pendant 30 minutes, mais aussi longtemps que nécessaire. La durée nécessaire doit être déterminée et justifiée. Il se peut également que des modifications soient nécessaires pour pouvoir respecter ce délai. Les réacteurs existants doivent être conformes à cette exigence à la suite de la mise en œuvre de leur plan d'action PSR.

Ce thème couvre donc différents aspects qui sont interconnectés : d'une part, l'activation automatique (ou par des moyens passifs) des équipements de sûreté et la durée de leur maintien sans intervention manuelle et, d'autre part, l'activation manuelle des équipements de sûreté et le délai dans lequel elle doit avoir lieu.

Par rapport aux niveaux de référence de la WENRA, cette exigence aborde le cas d'un incident affectant la salle de commande. En Belgique, les réacteurs les plus anciens ne disposent pas, contrairement aux plus récents, d'une phase automatique prolongée en cas de perte de la salle de commande principale. Le but de cette précision est donc de garantir que la situation soit similaire pour les réacteurs belges les plus anciens et les plus récents.

Extrait de l'AR PSIN – Article 20.7 Fonctions de sûreté

20.7.1 Généralités

Les fonctions de sûreté fondamentales sont assurées dans la base de conception.

L'activation et la mise en œuvre de fonctions de sûreté doit être accomplie par des moyens passifs ou des systèmes automatisés, de telle sorte que l'action d'un opérateur ne soit normalement pas nécessaire pendant 30 minutes après l'évènement initiateur.

Après l'évènement initiateur, toute action d'opérateur malgré tout requise dans les 30 minutes depuis la salle de commande principale, doit être justifiée et assistée par des procédures qui sont répétées sur simulateur.

Si l'événement initiateur affecte la salle de commande principale, les fonctions de sûreté seront maintenues sans intervention humaine pendant le délai nécessaire pour permettre l'intervention des opérateurs à partir de la salle de commande de repli.
(...)

3.4.2. Allemagne - fonctionnement automatique/autonome

Le SiAnf impose une automatisation afin de garantir qu'aucune intervention manuelle n'est requise dans les 30 premières minutes suivant un accident de base de conception.

De plus, le fonctionnement autonome ("Autarkie") des fonctions de sûreté doit être garanti dans le cas de trois menaces externes spécifiques liées à des activités humaines : la chute d'un avion, l'explosion externe et l'exposition à des substances dangereuses. Cela s'applique à l'alimentation électrique et à tous les équipements de refroidissement et d'exploitation nécessaires pour amener le système dans un état contrôlé et l'y maintenir pendant au moins 10 heures.

Extrait du SiAnf - § 3.1

3.1 (3) Zur Gewährleistung einer ausreichenden Zuverlässigkeit der Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 (Sicherheitseinrichtungen) sind zusätzlich zu der Nummer 3.1 (2) folgende Auslegungsgrundsätze anzuwenden:
(...)
h) Automatisierung (in der Störfallanalyse sind von Hand auszulösende Schutzaktionen grundsätzlich nicht vor Ablauf von 30 Minuten zu kreditieren).
(...)

3.1 (9) Notstandsfälle
Bei Einwirkungen aus Notstandsfällen ist sicherzustellen, dass im Ereignisfall mindestens eine Redundante bei den zur Ereignisbeherrschung erforderlichen Einrichtungen erhalten bleibt. Dabei sind jeweils auch Folgewirkungen zu berücksichtigen.
Bei Notstandsfällen ist die Autarkie der Sicherheitsfunktionen im Hinblick auf die Energieversorgung und alle Kühl- und Betriebsmittel, die notwendig sind, um die Anlage in einen kontrollierten Zustand zu bringen und darin für mindestens 10 Stunden zu halten, sicherzustellen.
Notstandseinrichtungen dürfen keine sicherheits-technisch nachteiligen Auswirkungen auf Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 haben.

Extrait du SiAnf - Annex 3 - § 1

1 (9) Bei Funktionsuntüchtigkeit der Warte in-folge von Notstandsfällen ist sicherzustellen, dass die Anlage mit Hilfe von Notstandseinrichtungen ohne Handeingriff in einen kontrollierten Anlagenzustand übergeht und mindestens 10 Stunden darin verbleiben kann. Darüber hinaus muss die Anlage mit Hilfe der Notstandseinrichtungen in einen Zustand gebracht werden können, der die anschließende Nachwärmeabfuhr über ein Nachkühlsystem langfristig sicherstellt. Notstandsmaßnahmen, für die eine hinreichende Karenzzeit besteht oder für deren Auslösung durch administrative Maßnahmen Vorsorge getroffen werden kann, müssen nicht automatisiert werden. Zur Langzeitbeherrschung des Notstandsfalls kann auf vor Ort vorhandene Hilfsmaßnahmen zurückgegriffen werden.

3.4.3. France - fonctionnement automatique/autonome

Le guide ASNR 22 demande que la première action manuelle n'ait lieu qu'après 30 minutes si elle doit être effectuée dans la salle de commande principale. Dans les autres cas, une période d'une heure sans action manuelle doit être prise en compte. Ceci est d'application pour les nouveaux réacteurs. Les réacteurs existants ont été conçus avec des délais plus courts (respectivement 20 minutes et 25 à 35 minutes).

Extrait du Guide ASNR 22 - §3.3.1.4.5

| | |
|-----------|---|
| 3.3.1.4.5 | <p>Au titre des règles d'études des conditions de fonctionnement de référence de catégories 2 à 4, un délai minimal après la première information significative transmise aux opérateurs après l'EIU doit être retenu pour la première action manuelle :</p> <ul style="list-style-type: none"> - 30 minutes pour une action depuis la salle de commande principale ; - une heure pour une action en dehors de la salle de commande principale. <p>Des cas particuliers correspondant à des phases d'exploitation où la présence de personnel en local est obligatoire peuvent être admis sous réserve de justification.</p> <p>De plus, la faisabilité des actions humaines nécessaires pour amener et maintenir le réacteur à l'état sûr doit être assurée.</p> |
|-----------|---|

3.4.4. Pays-Bas - *fonctionnement automatique/autonome*

La directive VOBK impose une automatisation afin de garantir l'absence d'interventions manuelles au cours des 30 premières minutes suivant un accident de base de conception pour les événements internes. Lorsqu'un événement nécessite une intervention plus rapide, il est possible d'accélérer cette intervention dans la mesure où, dans cette situation spécifique, le diagnostic de l'accident peut être établi clairement, rapidement et sans ambiguïté.

De plus, l'autonomie des fonctions de sûreté doit être garantie en cas de menaces externes. C'est le cas pour l'alimentation électrique et pour tous les équipements de refroidissement et d'exploitation nécessaires pour amener le système dans un état contrôlé et l'y maintenir pendant au moins 10 heures.

Enfin, le système de protection du réacteur doit automatiser les actions de sûreté nécessaires, de telle sorte que l'intervention des opérateurs ne soit pas nécessaire dans un certain délai, qui doit être justifié.

Extrait de la directive VOBK – § 3

| | |
|----------|---|
| 3.1 (3) | <p>In addition to subsection 3.1 (2), the following design principles shall be applied to the safety systems at level 3a of defence in depth to ensure sufficient reliability:</p> <p>(...)</p> <p>h. automation (in the accident analysis, installations that have to be actuated manually shall in principle not be considered until 30 minutes have passed).</p> |
| (…) | |
| 3.1 (11) | <p>In case of external hazards, autarchy of the related emergency systems shall be ensured for at least 10 hours with respect to all cooling and operating agents necessary to take the plant to a controlled condition and maintain it in this condition.</p> |
| (…) | |
| 3.7 (6) | <p>The reactor protection system of the nuclear power plant shall be designed</p> <ul style="list-style-type: none"> • to be capable of overriding unsafe actions of the control system and • with fail-safe characteristics to achieve safe plant conditions in the event of failure of the reactor protection system. <p>The design</p> <ul style="list-style-type: none"> • shall prevent operator actions that could compromise the effectiveness of the reactor protection system in operational states and in accident conditions, but not counteract correct operator actions in accident conditions; • shall automate various safety actions to actuate safety systems so that operator action is not necessary within a justified period of time from the onset of anticipated operational occurrences or accident conditions; • shall make relevant information available to the operator for monitoring the effects of automatic actions. |

3.4.5. Suisse - fonctionnement automatique/autonome

La directive ENSI-G02 exige le déclenchement du fonctionnement automatique si le délai disponible est insuffisant pour l'établissement d'un diagnostic et la mise en œuvre manuelle de l'action. En outre, les fonctions de sûreté ne peuvent requérir aucune action manuelle au cours des 30 premières minutes suivant certains accidents de conception d'origine interne. Enfin, les systèmes de sûreté doivent pouvoir fonctionner de manière autonome pendant au moins 10 heures en cas d'événement extérieur (comme un séisme ou la chute d'un avion) afin de permettre le refroidissement des installations pendant cette période.

Extrait de la directive ENSI-G02 - § 5.2.2 SE3-Funktionen

| | |
|---------|---|
| 5.2.2 | <p>SE3-Funktionen</p> <p>a. SE3-Funktionen sind grundsätzlich von Sicherheits- oder Notstand-systemen auszuführen. Der durch Sicherheits- oder Notstandsysteme auszuführende Funktionsumfang ist anlagenspezifisch festzulegen. (...)</p> <p>d. Durch Notstandsysteme ausgeführte SE3-Funktionen müssen mindestens während 10 Stunden autark funktionieren.</p> <p>e. Die Anlage ist so auszulegen, dass zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen in den ersten 10 Stunden grundsätzlich nur SE3-Systeme mit entsprechend qualifizierten SSK notwendig sind. Der Einsatz von anderen für die Beherrschung spezifischer Auslegungsstörfälle qualifizierter SSK in den ersten 10 Stunden ist zu begründen. (...)</p> |
| 5.2.2.6 | <p>Automatisierung (Art. 10 Abs. 1 Bst. f KEV)</p> <p>a. SE3-Funktionen müssen derart automatisiert sein, dass bei Auslegungsstörfällen keine sicherheitsrelevanten Eingriffe des Personals innerhalb der ersten 30 Minuten nach dem auslösenden Ereignis erforderlich werden. Abweichungen sind zu begründen und sicherheitstechnisch zu bewerten.</p> <p>b. Eine SE3-Funktion ist zu automatisieren, falls dem Personal für Diagnose und Durchführung dieser Funktion nicht ausreichend Zeit zur Verfügung steht.</p> <p>c. Eine manuelle Rücksetz- oder Überbrückungsmöglichkeit anstehender Auslösesignale von automatisierten SE3-Funktionen ist zu begründen und sicherheitstechnisch zu bewerten.</p> |

4. Ce que l'on sait de la situation des réacteurs belges et étrangers

4.1. Chute d'un avion

4.1.1. Aspects généraux relatifs à la chute d'un avion en Belgique

La protection contre la chute d'un avion est considérée de manière tant déterministe (par exemple, le réacteur peut résister à l'impact d'un avion affichant certaines caractéristiques telles que la vitesse, le poids, etc.) que probabiliste (par exemple, le risque de rejet de substances radioactives).

Les considérations ci-après se concentrent sur les analyses déterministes. Un avion de référence doit être retenu pour analyser si le réacteur est capable de résister à la chute d'une tel avion. Cette analyse peut être réalisée tant lors de la conception qu'a posteriori (par exemple, lors d'une révision décennale).

Aux analyses déterministes s'ajoutent les analyses probabilistes. Tous les réacteurs belges ont fait l'objet d'une analyse de risques, réalisée dans le cadre de l'évaluation de la chute d'un avion et mise à jour lors de la PSR. Ces analyses se fondent sur diverses hypothèses prudentes pour calculer la probabilité d'un rejet inacceptable de radioactivité dans le cas de la chute d'un avion. Le rapport de sûreté fait état d'un ordre de grandeur de 10^{-7} par an comme critère d'acceptation.

Le risque de chute d'un avion peut être divisé en deux catégories : d'une part, le risque lié au trafic aérien en survol et, d'autre part, le risque lié aux activités aéroportuaires (à savoir, les phases de décollage et d'atterrissage). Ce dernier dépend de la proximité de l'aéroport, du nombre de vols au départ ou à l'arrivée de cet aéroport et des types d'avions qui fréquentent cet aéroport. En Belgique, trois catégories sont considérées :

- l'aviation générale ou "*general aviation*" (petits avions de loisirs pesant jusqu'à 5,7 tonnes, avec une catégorisation supplémentaire en avions monomoteurs et bimoteurs) ;
- l'aviation militaire ;
- l'aviation commerciale (avec catégorisation supplémentaire en classes).

4.1.2. Ce qu'il en est de la protection contre la chute d'un avion à Doel 1&2

La conception initiale de Doel 1 & 2 ne prévoyait aucune exigence en matière de résistance à la chute d'un avion.

La première PSR (1985) a démontré que les bâtiments des réacteurs de Doel 1&2 et les piscines d'entreposage du combustible nucléaire usé pouvaient résister à l'impact d'un avion classique de type "*general aviation*". De plus, le bâtiment bunkerisé GNS (Bâtiment des systèmes de secours) a été construit à l'époque, et il était lui-même dimensionné par rapport à un avion de ce même type, dans le but de pouvoir résister à la chute d'un avion, notamment.

Au lendemain du 11 septembre 2001 et lors des test de résistance, des études complémentaires ont été réalisées par rapport à la chute d'un avion. Un avion commercial plus lourd que celui de la base de conception de Doel 4 avait alors été considéré. Ces analyses n'ont pas été réalisées selon les exigences de la base de conception, mais en adoptant davantage de flexibilité et moins de conservatisme (comme pour l'extension de la conception).

Ces études ont conclu qu'en cas d'impact d'un avion de ce type, un endommagement significatif de la structure en béton externe du bâtiment du réacteur ne pouvait être exclu. Toutefois, les dommages causés n'entraîneraient pas nécessairement un endommagement du circuit primaire, des systèmes de refroidissement et des systèmes de sûreté, en raison de la présence de l'enceinte de confinement interne et des structures en béton dans le bâtiment du réacteur, qui offrent une protection supplémentaire.

Aucune étude n'a été réalisée sur l'impact d'un avion militaire.

Dans le cadre de la vérification du respect des WENRA SRL de 2014 (baptisée "*WENRA gap*")

analysis"), il y a eu des interactions entre, d'une part, Electrabel et, d'autre part, l'AFCN et Bel V). Ces discussions ne se sont toutefois pas prolongées au-delà de l'annonce d'Electrabel de renoncer à poursuivre l'exploitation de Doel 1&2 après 2025. Cette exigence (qui va plus loin que les SRL) a depuis été intégrée dans l'AR PSIN.

Les calculs de probabilité d'un rejet inacceptable de radioactivité consécutif à la chute d'un avion sur Doel 1&2 ont jusqu'à présent toujours abouti à la conclusion que cette probabilité est suffisamment faible.

En cas de prolongation de leur durée de vie au-delà de 2025, Doel 1 & 2 ne proposeraient pas la résistance requise en cas de chute d'un avion. Une analyse purement probabiliste ne suffit pas, dès lors qu'une analyse déterministe est exigée. Selon les exigences de la base de conception, cette dernière a été réalisée en considérant uniquement un avion de type "*general aviation*" et non un avion militaire ou commercial.

4.1.3. Ce qu'il en est de la protection contre la chute d'un avion à Tihange 1

La conception initiale de Tihange 1 ne prévoyait aucune exigence en matière de résistance à la chute d'un avion.

La première PSR (1985) a démontré que les bâtiments des réacteurs de Doel 1&2 et les piscines d'entreposage du combustible nucléaire usé pouvaient résister à l'impact d'un avion classique de type "*general aviation*". De plus, le SUR bunkerisé (*Système d'Ultime Repli*) a été construit à l'époque et est également protégé contre le même type d'avion. Le nouveau SURE (*SUR étendu*), réalisé dans le cadre du LTO de Tihange 1 (2020), a également été conçu pour résister à l'impact du même type d'avion.

Au lendemain du 11 septembre 2001 et lors des tests de résistance, des études complémentaires ont été réalisées. A ces occasions, un avion commercial plus lourd que celui de la base de conception de Tihange 3 a été considéré. Ces analyses n'ont pas été réalisées selon les exigences de la base de conception, mais avec davantage de flexibilité et moins de conservatisme (comme pour l'extension de la conception).

Ces études ont conclu qu'en cas d'impact d'un avion de ce type, un endommagement significatif de la structure en béton externe du bâtiment du réacteur ne pouvait être exclu. Toutefois, les dommages causés n'entraîneraient pas nécessairement un endommagement du circuit primaire, des systèmes de refroidissement et des systèmes de sûreté, en raison de la présence de l'enceinte de confinement interne et des structures en béton dans le bâtiment du réacteur, qui offrent une protection supplémentaire.

Aucune étude n'a été réalisée sur l'impact d'un avion militaire.

Dans le cadre de la vérification du respect des WENRA SRL de 2014 (baptisée "*WENRA gap analysis*") et du projet d'Electrabel visant à prolonger l'exploitation de Tihange 1 après 2025, Electrabel a entamé les premières études et les interactions avec l'autorité de sûreté entre 2017 et 2020. L'objectif était de démontrer, par une méthode alternative, que Tihange 1 disposait d'un niveau de protection adéquat contre la chute d'un avion. Electrabel a toutefois mis un terme à ces discussions et aux études préliminaires lorsqu'elle a renoncé à son projet de prolonger l'exploitation de Tihange 1 après 2025.

Les calculs de probabilité d'un rejet inacceptable de radioactivité consécutif à la chute d'un avion sur Tihange 1 ont jusqu'à présent toujours abouti à la conclusion que cette probabilité est suffisamment faible.

En cas de prolongation de la durée de vie de Tihange 1 au-delà de 2025, la résistance qui lui est demandée contre la chute d'un avion n'est pas démontrée. Une analyse purement probabiliste

ne suffit pas, dès lors qu'une analyse déterministe est exigée. Selon les exigences de la base de conception, cette dernière a été réalisée en considérant uniquement un avion de type "general aviation" et non un avion militaire ou commercial.

4.1.4. *Ce qu'il en est de la protection contre la chute d'un avion à Doel 4*

Pour la conception et la construction de Doel 4, la résistance du réacteur à l'impact d'un avion commercial représentatif participait de la base de conception. La structure externe en béton du bâtiment du réacteur peut résister à l'impact de tels avions et cet accident de conception n'aurait aucune incidence sur le circuit primaire. En cas d'accident externe, comme la chute d'un avion, le deuxième niveau assure les fonctions de sûreté essentielle grâce aux équipements de secours présents. Ces équipements de secours sont abrités dans des bâtiments bunkerisés capables de résister à l'impact de la chute d'un avion considéré dans la base de conception.

Au lendemain du 11 septembre 2001 et lors des tests de résistance, des études complémentaires ont été réalisées. A ces occasions, un avion commercial plus lourd que celui de la base de conception a été considéré. Ces analyses n'ont pas été réalisées selon les exigences de la base de conception, mais avec davantage de flexibilité et moins de conservatisme (comme pour l'extension de la conception). Ces analyses ont conclu que Doel 4 était capable de résister à la chute d'un avion de ce type.

L'impact d'un avion militaire ne fait pas partie de la base de conception de Doel 4. Dans l'optique du LTO de Doel 4, Electrabel a entamé des études visant à démontrer que Doel 4 était capable de résister à l'impact d'un avion militaire représentatif, conformément aux exigences de la base de conception.

Les calculs de probabilité d'un rejet inacceptable de radioactivité consécutif à la chute d'un avion sur Doel 4 ont jusqu'à présent toujours abouti à la conclusion que cette probabilité est suffisamment faible.

Doel 4 remplit déjà partiellement les critères de résistance à la chute d'un avion auxquels il devra satisfaire pour pouvoir prolonger son exploitation au-delà de 2025. La résistance à la chute d'un avion de type commercial a d'ailleurs été considérée depuis sa conception. Electrabel travaille actuellement sur le volet manquant, c'est-à-dire la démonstration que Doel 4 est capable de résister à l'impact d'un avion militaire, afin de pouvoir prolonger la durée de vie de Doel 4.

4.1.5. *Ce qu'il en est de la protection contre la chute d'un avion à Tihange 3*

Depuis la conception et la construction de Tihange 3, la résistance du réacteur à l'impact d'un avion représentatif de type commercial mais également militaire participe de la base de conception. La structure externe en béton du bâtiment du réacteur peut résister à l'impact de tels avions et cet accident de conception n'aurait aucune incidence sur le circuit primaire. En cas d'accident externe, comme la chute d'un avion, le deuxième niveau assure les fonctions de sûreté essentielle grâce aux équipements de secours présents. Ces équipements de secours sont abrités dans des bâtiments bunkerisés capables de résister à l'impact de la chute d'un avion considéré dans la base de conception.

Au lendemain du 11 septembre 2001 et lors des tests de résistance, des études complémentaires ont été réalisées. A ces occasions, un avion commercial plus lourd que celui de la base de conception a été considéré. Ces analyses n'ont pas été réalisées selon les exigences de la base de conception, mais avec davantage de flexibilité et moins de conservatisme (comme pour l'extension de la conception). Ces analyses ont conclu que Tihange 3 était capable de résister à la chute d'un avion de ce type.

Les calculs de probabilité d'un rejet inacceptable de radioactivité consécutif à la chute d'un avion sur Tihange 3 ont jusqu'à présent toujours abouti à la conclusion que cette probabilité est suffisamment faible.

Tihange 3 remplit toutes les prescriptions de l'AR PSIN en matière de chute d'un avion, dès lors que, depuis sa conception, sa résistance à la chute d'un avion de type commercial et militaire est considérée.

4.1.6. Ce qu'il en est de la protection contre la chute d'un avion à Gravelines (France)

D'après les données disponibles sur le palier 900 MWe (dont fait partie les réacteurs de Gravelines), pour la chute d'avion, seuls des avions de la famille de l'aviation générale sont inclus dans la base de conception. Selon la centrale nucléaire en question, l'avion sélectionné est soit un CESSNA 210 et un Learjet 23, soit seulement un CESSNA 210.

Une étude des caractéristiques du trafic aérien local a été réalisée pour chaque site (dont Gravelines). Cette étude est réévaluée tous les 10 ans dans le cadre de la révision périodique de sûreté. Elle a montré que le dimensionnement (c'est-à-dire, le choix des aéronefs pour la conception) était suffisant.

L'ASNR confirme que Gravelines respecte la RFS I.2.a.

4.1.7. Ce qu'il en est de la protection contre la chute d'un avion à Borssele (Pays-Bas)

La conception initiale de Borssele ne tenait compte d'aucune exigence par rapport à la résistance à la chute d'un avion.

Dans le cadre d'une révision périodique de sûreté conduite dans les années '90, la résistance à la chute d'un avion de sport de petite taille (Cessna 210) a été démontrée. Ce type d'avion a été choisi au motif que Borssele ne se trouve dans aucun couloir aérien d'avions de ligne. Un aéroport se situe, certes, à proximité, mais il est principalement destiné à des vols récréatifs.

Dans le cadre des tests de résistance (2011), les analyses ont démontré que l'enceinte ne se fissurerait pas en cas d'impact d'un certain type d'avion de ligne. Toutefois, pour des types d'appareils encore plus lourds, tels que le Boeing 767, la résistance du confinement ne peut pas être démontrée. Toutefois, la cuve du réacteur se situe en profondeur dans l'enceinte de confinement, où elle est protégée par son propre bunker.

La fréquence des impacts directs et indirects (et non le risque d'un rejet inacceptable) a été calculée sur la base de la fréquence annuelle des chutes d'avion aux Pays-Bas et de l'intensité du trafic aérien local au-dessus de l'emplacement de la centrale nucléaire. Cette fréquence a été calculée pour trois types d'avions.

4.1.8. Ce qu'il en est de la protection contre la chute d'un avion à Beznau 1 (Suisse)

La chute d'un avion n'a pas été considérée lors de la conception et la construction des centrales nucléaires suisses les plus anciennes, comme celle de Beznau. Plus tard, dans les années 1980, des systèmes de secours ont été construits dans des bunkers conçus pour résister à la chute d'un avion militaire.

Une analyse de sûreté spécifique a démontré par la suite que Beznau 1 respectait les exigences de conception imposées aux centrales nucléaires suisses plus récentes en matière de chute d'un avion. Ces exigences correspondent à la chute d'un Boeing 707. L'analyse a démontré que la centrale conserve des marges de sûreté pour ce type de crash aérien.

Des évaluations probabilistes de la sûreté ont été réalisées pour examiner le risque de rejet radioactif consécutif à la chute d'un avion. Il en résulte que le risque est suffisamment faible grâce à la présence des systèmes de secours bunkerisés.

4.2. Séisme

La résistance sismique est souvent exprimée en termes de séismes auquel le réacteur peut théoriquement résister :

- Le séisme SSE (*Safe Shutdown Earthquake*) désigne un séisme lors duquel il est possible de mettre le réacteur à l'arrêt de manière sûre. Le SSE constitue le séisme de base de conception, ce qui équivaut au séisme le plus sérieux auquel l'installation doit résister. Le SSE peut être comparé au DBE (*Design Basis Earthquake*), qui est une autre abréviation utilisée.
- Le séisme OBE (*Operating Basis Earthquake*) désigne un séisme de moindre intensité auquel le réacteur nucléaire est censé résister sans devoir procéder à sa mise à l'arrêt (pour effectuer des vérifications).
- Le séisme RLE (*Reference Level Earthquake*) désigne le séisme le plus intense des trois. Il ne fait pas partie de la base de conception, mais de l'extension de la conception. La résistance au RLE peut donc être démontrée par des méthodes plus flexibles et moins conservatives. Le RLE a notamment été utilisé lors des tests de résistance.

L'intensité de ces séismes est souvent exprimée en termes d'accélération maximale du sol (*peak ground acceleration*) en m/s^2 ou en g (à savoir l'accélération gravitationnelle).

4.2.1. Ce qu'il en est de la protection sismique à Doel 1&2

Les réacteurs de Doel 1 et 2 ont été initialement construits sans aucune exigence de résistance par rapport à un séisme de base de conception. Le risque sismique a été évalué lors de la première PSR (1985). Sur la base de cette évaluation, le SSE a été fixé à une valeur de 0,058 g. La résistance sismique a été examinée sur plusieurs circuits et a été renforcée par l'installation de nouveaux systèmes de secours dans le GNS (Bâtiment des systèmes de secours), conçu pour résister aux séismes.

Initialement, aucun séisme OBE n'était défini pour Doel 1 & 2. Lors de la deuxième PSR (1995), un séisme OBE de 0,02 g a alors été déterminé. La résistance des équipements mécaniques et électriques qui remplissent une fonction de sûreté a été contrôlée à l'aune de ce séisme OBE.

La pertinence du séisme SSE a été évaluée à différents moments dans le temps, le plus récemment en 2015. Un séisme SSE de 0,058 g correspond à une fréquence de dépassement comprise entre 10^{-3} et 10^{-4} par an. Un séisme de 0,1 g correspond en revanche à une fréquence de dépassement comprise entre 10^{-4} et 10^{-5} par an.

Une Seismic Margin Assessment a été réalisée dans le cadre du LTO de Doel 1&2 et des mesures d'amélioration ont alors été prises. Cette évaluation a permis de démontrer que les systèmes utilisés pour mettre le réacteur à l'arrêt après un séisme résisteraient à un séisme d'au moins 0,1 g (selon une démonstration plus flexible que celle normalement prévue pour la base de conception). L'évaluation a, en outre, démontré la résistance à 0,1 g dans le cadre de la gestion à long terme d'autres accidents. Toutefois, la résistance n'a pas été analysée pour tous les systèmes de sûreté (tels que ceux qui sont nécessaires pour la gestion à court terme de certains accidents). Une résistance sismique à un séisme de 0,1 g devrait être évaluée et garantie pour l'intégralité des systèmes de sûreté en cas de poursuite de l'exploitation de Doel 1&2 au-delà de 2025.

Dans le cadre des tests de résistance, la tenue sismique des installations et les marges disponibles ont été étudiées pour un RLE de 0,17 g. La tenue sismique de la plupart des bâtiments a été confirmée avec un niveau « haut », mais ce ne fut pas le cas du GNH (Bâtiment

des auxiliaires nucléaires), qui abrite entre autres les piscines d'entreposage du combustible nucléaire.

Dans l'optique d'une prolongation de leur exploitation après 2025, les réacteurs de Doel 1 & 2 ne répondent pas entièrement aux critères de résistance sismique de la base de conception, en raison du fait que la Seismic Margin Assessment et les actions qui en ont découlé n'ont pas permis de démontrer que tous les systèmes de sûreté résistent à un séisme de 0,1 g.

4.2.2. *Ce qu'il en est de la protection sismique à Tihange 1*

Le réacteur de Tihange 1 a initialement été construit avec des exigences de résistance sismique. La base de conception correspondait à un séisme SSE de 0,1 g et à un séisme OBE de 0,05 g. Le risque sismique de Tihange a été réévalué lors de la première PSR (1985). Il a été démontré que le SSE devait être relevé à 0,17g.

La pertinence de ce SSE a été confirmée à plusieurs reprises, la dernière fois en 2015. Le SSE correspond à une fréquence de dépassement comprise entre 10^{-4} et 10^{-5} par an.

Dans le cadre des tests de résistance, la tenue sismique des installations et les marges disponibles ont été étudiées pour un RLE de 0,3 g. La tenue sismique de la plupart des bâtiments a été confirmée avec un niveau « haut », sauf pour le bâtiment abritant les piscines d'entreposage du combustible nucléaire et le BAE (*Bâtiment des Auxiliaires Electriques*).

Tihange 1 répond donc aux critères de résistance sismique de la base de conception.

4.2.3. *Ce qu'il en est de la protection sismique à Doel 4*

Le réacteur de Doel 4 a initialement été construit avec des exigences de résistance sismique. La base de conception correspondait à un séisme SSE de 0,1 g et un séisme OBE de 0,05 g.

La pertinence de ce SSE a été confirmée à plusieurs reprises, la dernière fois en 2015. Le SSE correspond à une fréquence de dépassement comprise entre 10^{-4} et 10^{-5} par an.

Dans le cadre des tests de résistance, la tenue sismique des installations et les marges disponibles ont été étudiées pour un RLE de 0,17 g.

Doel 4 répond donc aux critères de résistance sismique de la base de conception.

4.2.4. *Ce qu'il en est de la protection sismique à Tihange 3*

Le réacteur de Tihange 3 a initialement été construit avec des exigences de résistance sismique. La base de conception correspondait à un séisme SSE de 0,17 g et un séisme OBE de 0,05 g.

La pertinence de ce SSE a été confirmée à plusieurs reprises, la dernière fois en 2015. Le SSE correspond à une fréquence de dépassement comprise entre 10^{-4} et 10^{-5} par an.

Dans le cadre des tests de résistance, la tenue sismique des installations et les marges disponibles ont été étudiées pour un RLE de 0,3 g. Il a été estimé que la résistance sismique de différents bâtiments allait au-delà de cette valeur.

Tihange 3 répond donc aux critères de résistance sismique de la base de conception.

4.2.5. *Ce qu'il en est de la protection sismique à Gravelines (France)*

Dans le cas des centrales nucléaires françaises, la situation est un peu différente car le choix a été fait historiquement de construire des « paliers techniques ». Les réacteurs d'un même palier sont quasi entièrement identiques, et donc avec la même base de dimensionnement pour les éléments similaires, indépendamment de la localisation de la centrale. En ce qui concerne le séisme, ceci se traduit par l'emploi de spectres de réponse normalisés. Le spectre de dimensionnement (SDD) de site (Design Basis Earthquake), applicable pour le dimensionnement des ouvrages du site de

Gravelines est le spectre EDF (indépendant du site), normé à 0,2g. Gravelines se trouve dans une région sismique plus active que celles des sites des réacteurs belges.

En se basant sur les données historiques, on identifie un Safe Shutdown Earthquake (SSE). Pour Gravelines, ce séisme correspond globalement à un SSE de 0,27g. La fréquence de dépassement de 10^{-4} par an est respectée. Dans le cadre d'une analyse de marge sismique suite à l'accident de Fukushima, une étude sur Tricastin (centrale du palier 900 MWe, comme Gravelines), l'étude aboutit à une capacité sismique supérieure à 0,3 g et met en évidence des marges significatives de robustesse. Ceci résulte des méthodes très prudentes suivies à la fois pour la détermination de l'aléa sismique et pour la conception des installations.

Après la catastrophe de Fukushima et à la demande de l'ASNR, l'exploitant a prévu de se doter d'un « noyau dur », c'est-à-dire des équipements supplémentaires capables de résister à des événements extrêmes. Le noyau dur à Gravelines est dimensionné pour résister à 0,41 g.

4.2.6. Ce qu'il en est de la protection sismique à Borssele (Pays-Bas)

Les Pays-Bas sont une région dans laquelle les niveaux d'activité sismique sont relativement faibles, et cela vaut également pour la région où est implantée la centrale nucléaire de Borssele. La conception initiale ne tenait donc compte d'aucun séisme de base de conception.

Le séisme de base de conception a été défini ultérieurement lors de diverses révisions périodiques de la sûreté. Par précaution, la conception de la centrale nucléaire tient compte d'un séisme équivalent à une accélération maximale du sol de 0,06 g au niveau du sol (et de 0,075 g au niveau de la couche de sol supportant les fondations). Selon les calculs de probabilité, ce séisme de base de conception pourrait se produire à Borssele une fois tous les 30.000 ans. Il a donc une fréquence de dépassement d'environ $3 \cdot 10^{-5}$ par an.

En 2011, dans le cadre des tests de résistance, l'exploitant EPZ a démontré, grâce à une "*Seismic Margin Assessment*", que la centrale est conforme à cette base de conception et qu'il existe en outre des marges de sûreté suffisantes. Tous les composants et structures essentiels (qui assurent des fonctions fondamentales de sûreté), y compris le bâtiment du réacteur, peuvent résister à des charges sismiques d'au moins 0,15 g. Plusieurs composants de la centrale (systèmes de sûreté et bâtiments bunkerisés) peuvent supporter une charge plus intense.

4.2.7. Ce qu'il en est de la protection sismique à Beznau 1 (Suisse)

Beznau 1 a été construite dans une zone sismique plus active que les sites des réacteurs belges. Le réacteur a donc été conçu et modifié afin de pouvoir résister à des séismes de plus forte intensité.

Beznau 1 a été initialement construite pour résister à un séisme de base de conception correspondant à un SSE de 0,12 g.

La cartographie des risques sismiques de 1977 et sa conversion en une courbe de risque probabiliste ont servi de base aux projets subséquents de modernisation et de rénovation de Beznau 1. Dans le cadre de ceux-ci, la base de conception sismique a été revue pour relever le séisme SSE à 0,15 g au niveau des fondations du bâtiment du réacteur et à 0,21 g à la surface du sol.

Depuis 2015, la centrale de Beznau tient compte de nouvelles analyses basées sur une fréquence d'occurrence de 10^{-4} par an. La base de conception sismique a donc de nouveau été revue. Actuellement, la conception de base prévoit donc une résistance à un séisme SSE de 0,3 g au niveau des fondations du bâtiment du réacteur et de 0,38 g à la surface du sol.

4.3. Systèmes partagés

4.3.1. Ce qu'il en est des systèmes partagés à Doel 1&2

Les unités de Doel 1 & 2 sont des centrales jumelles, ce qui signifie qu'elles partagent divers systèmes et équipements dès la phase de conception et présentent un degré élevé d'intégration. Depuis le début de l'exploitation, l'exploitant a mené des projets d'amélioration afin d'accroître l'indépendance des deux réacteurs individuels, mais une indépendance totale est difficile à atteindre eu égard à leur conception.

Les équipements de sûreté sont ainsi alimentés par un réseau électrique commun, qui se subdivise ensuite en quatre trains. De manière générale, deux des quatre trains électriques alimentent les équipements de sûreté de Doel 1, tandis que les deux autres trains électriques sont affectés à Doel 2. Toutefois, divers éléments des équipements de Doel 1 sont alimentés par un train électrique de Doel 2, et inversement.

En outre, le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt est refroidi, à l'instar d'une partie des autres équipements, par le 'Circuit de Réfrigération Intermédiaire', qui est lui-même refroidi (en cas d'accidents internes, par exemple) par les tours de refroidissement auxiliaires à tirage forcé. Toutefois, le dimensionnement de ces systèmes est insuffisant pour pouvoir arrêter Doel 1 & 2 simultanément et en toutes circonstances et garantir le refroidissement nécessaire. En conséquence, la chaleur résiduelle de l'un des deux réacteurs devra être évacuée plus longtemps par les générateurs de vapeur.

Doel 1&2 sont en outre dotés d'une salle de commande commune. Les systèmes qui ne sont utilisés que sur Doel 1 ou Doel 2 peuvent être commandés à partir de panneaux de commande distincts. Les systèmes communs susmentionnés sont quant à eux commandés par des panneaux de commande communs.

Enfin, des moyens mobiles supplémentaires ont été installés à la suite des tests de résistance. Il s'agit des BUM (équipements ultimes supplémentaires) qui sont communs à tous les réacteurs du site de Doel. Ces systèmes partagés fournissent un niveau de protection additionnel et ne compromettent pas l'indépendance requise entre les réacteurs.

Dans le cadre de la vérification du respect des WENRA SRL de 2014, appelée *WENRA gap analysis* et réalisée en 2016-2017, ce thème a fait l'objet de discussions entre Electrabel, d'une part, et l'AFCN et Bel V, d'autre part. Ces discussions ont toutefois été abandonnées après qu'Electrabel a renoncé à prolonger l'exploitation de Doel 1&2 après 2025. Depuis lors, cette exigence a été insérée dans l'AR PSIN.

Bien qu'une indépendance absolue entre Doel 1 et Doel 2 ne soit pas une exigence, le dimensionnement actuel des systèmes est insuffisant pour garantir les fonctions de sûreté de Doel 1 et de Doel 2 indépendamment l'une de l'autre.

4.3.2. Ce qu'il en est des systèmes partagés à Tihange 1

Des 'systèmes partagés', comme à Doel 1 & Doel 2, n'existent pas à Tihange 1. Toutefois, certains systèmes de Tihange 2 et de Tihange 3 peuvent apporter un support à Tihange 1. C'est notamment le cas du CEU (*Circuit d'eau d'ultime secours*) et du CEI (*Circuit d'eau d'incendie*).

En outre, des moyens supplémentaires ont été installés en réponse aux tests de résistance, à savoir les MSU (*Moyens Supplémentaires Ultimes*) qui sont communs à tous les réacteurs du site de Tihange. Ces systèmes partagés fournissent un niveau de protection supplémentaire et ne compromettent pas l'indépendance requise entre les réacteurs.

Dans le cadre de la vérification du respect des WENRA SRL de 2014, appelée *WENRA gap analysis* et réalisée en 2016-2017, tant Electrabel que l'AFCN et Bel V ont conclu que Tihange 1 était conforme à la WENRA SRL E9.5 (à l'origine de cette exigence réglementaire).

Tant sur le plan des raccordements entre des systèmes de différents réacteurs que sur celui des systèmes partagés, aucune situation ne constitue un problème pour l'indépendance de Tihange 1 par rapport aux autres réacteurs.

4.3.3. *Ce qu'il en est des systèmes partagés à Doel 4*

La situation de Doel 4 pour les systèmes partagés est comparable à celle de Tihange 1, décrite au §4.3.2. Des moyens mobiles supplémentaires ont été installés sur la centrale nucléaire de Doel après les tests de résistance.

Tant sur le plan des raccordements entre des systèmes de différents réacteurs que sur celui des systèmes partagés, aucune situation ne constitue un problème pour l'indépendance de Doel 4 par rapport aux autres réacteurs.

4.3.4. *Ce qu'il en est des systèmes partagés à Tihange 3*

La situation de Tihange 3 pour les systèmes partagés est comparable à celle de Tihange 1, décrite au §4.3.2.

Tant sur le plan des raccordements entre des systèmes de différents réacteurs que sur celui des systèmes partagés, aucune situation ne constitue un problème pour l'indépendance de Tihange 3 par rapport aux autres réacteurs.

4.3.5. *Ce qu'il en est des systèmes partagés à Gravelines (France)*

Gravelines est un site composé de 6 réacteurs similaires. Les premiers réacteurs français (900 MWe) ont été construits par groupe de deux unités. Il y a des systèmes communs entre ces deux unités (systèmes intertranches) en nombre limité.

La démonstration de sûreté des réacteurs permet de gérer les initiateurs qui peuvent aggraver un site entier.

4.3.6. *Ce qu'il en est des systèmes partagés à Borssele (Pays-Bas)*

La centrale nucléaire de Borssele ne compte qu'un seul réacteur sur son site. Il n'y a donc de facto aucun problème d'indépendance par rapport à une autre unité de réacteur.

4.3.7. *Ce qu'il en est des systèmes partagés à Beznau 1 (Suisse)*

Beznau est une centrale nucléaire qui compte deux réacteurs quasiment identiques (Beznau 1 et Beznau 2). Des systèmes de sûreté sont disponibles et peuvent être utilisés par les deux réacteurs : des générateurs diesel, le système initial d'eau de puits de secours (qui peut notamment être utilisé comme source d'eau pour approvisionner le 'circuit de refroidissement intermédiaire' en eau auxiliaire et en eau de refroidissement) et le nouveau système spécial d'eau de puits de secours conçu pour faire face à des accidents externes spécifiques.

En outre, il existe certaines possibilités de raccordement entre les systèmes électriques des deux réacteurs.

4.4. Fonctionnement automatique/autonome

4.4.1. Ce qu'il en est du fonctionnement automatique/autonome à Doel 1&2

La mise à l'arrêt du réacteur et l'activation des équipements de sûreté sont automatisés en cas d'accident de '1^{ier} niveau'.

Lors de la première PSR (1985), le GNS (Bâtiment des systèmes d'urgence) bunkerisé a été installé pour résister aux accidents de "2^e niveau" (principalement des accidents externes). Il comprend également une salle de commande de secours qui a remplacé l'ancienne salle de commande auxiliaire et qui sert à commander les systèmes de secours installés. L'objectif était que le personnel puisse occuper la salle de commande du GNS dans un délai de 10 minutes. Le GNS est donc doté d'automatismes conçus pour couvrir une période d'au moins 10 minutes sans intervention humaine, comme notamment :

- l'injection automatique d'eau aux joints des pompes primaires ;
- le démarrage automatique du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur ;
- le réglage automatique du dégagement de vapeur.

En cas de prolongation de leur exploitation après 2025, les réacteurs de Doel 1 & 2 ne satisferont pas à l'exigence d'autonomie. Des études sont nécessaires pour déterminer l'autonomie requise et peuvent par la suite également induire des améliorations devant être mises en œuvre pour atteindre cette autonomie.

4.4.2. Ce qu'il en est du fonctionnement automatique/autonome à Tihange 1

La mise à l'arrêt du réacteur et l'activation des équipements de sûreté sont automatisés en cas d'accident interne du réacteur.

Lors de la première PSR (1985), le SUR bunkerisé (*Système d'ultime repli*) a été installé, il est capable de résister à des accidents externes. Ensuite, dans le cadre du LTO de Tihange 1, l'unité a été dotée du SURE (*SUR étendu*) pour lui permettre de résister à certaines 'défaillances de causes communes' du système de commande ou de l'alimentation électrique, qui entraînerait une perte du contrôle depuis la salle de commande principale. Celui-ci permet de reprendre progressivement le contrôle de l'installation en cas de perte de la salle de commande principale ou du BAE (*Bâtiment des Auxiliaires Electriques*).

Le système a toutefois été conçu de telle sorte que les opérateurs ne puissent prendre le contrôle de l'installation à partir du SURE que 30 minutes après avoir quitté la salle de commande principale. Aucune action humaine n'est requise pendant ce délai. Toutefois, le SURE doit être activé par une action humaine.

Ce scénario de perte de contrôle depuis la salle de commande principale est traité dans une procédure. L'hypothèse retenue est une perte progressive du contrôle pendant laquelle les opérateurs sont toujours en mesure d'effectuer certaines interventions depuis la salle de commande principale avant de devoir se réfugier dans le SURE. Les interventions en question ont pour objet de stabiliser l'unité et d'amener les équipements dans un état sûr ou du moins dans un état tel que le réacteur se trouve dans un état acceptable lors de la reprise de contrôle depuis le SURE.

Dans le cadre du projet d'Electrabel visant à prolonger l'exploitation de Tihange 1 après 2025, ce thème a fait l'objet de discussions entre Electrabel, l'AFCN et Bel V au cours de la période 2019-2020. Electrabel envisageait d'étudier un scénario de perte soudaine de la salle de commande principale et du BAE, sans possibilité d'intervention humaine à court terme, en postulant un grave accident externe qui détruirait le BAE et en supposant que le SURE, physiquement isolé du BAE, resterait totalement opérationnel. Dans ce scénario, Tihange 1 fonctionnerait au départ à pleine capacité. L'objectif de ces études était de démontrer l'autonomie de l'installation sans l'intervention d'un opérateur pendant un délai suffisamment

long pour permettre la mise en place d'une nouvelle équipe de quart qui prendrait le contrôle sur l'installation à partir du SURE. Ce délai serait comparable aux trois heures d'autonomie de Tihange 2 et 3.

Ces études peuvent également permettre d'identifier des améliorations qui doivent être mises en œuvre afin d'atteindre cette autonomie. Ces études n'ont pas été réalisées puisque Electrabel a renoncé à son projet de prolonger la durée de vie de Tihange 1 après 2025.

4.4.3. *Ce qu'il en est du fonctionnement automatique/autonome à Doel 4*

La mise à l'arrêt du réacteur et l'activation des équipements de sûreté sont automatisés en cas d'accident de '1^{er} niveau'. Hormis quelques exceptions justifiées, un délai de 30 minutes est prévu avant qu'une action d'un opérateur ne soit nécessaire.

De plus, le bunker peut être activé automatiquement pour les accidents de '2^e niveau' et peut rester opérationnel pendant au moins trois heures après l'événement initiateur considéré dans la base de conception.

Doel 4 répond ainsi aux attentes en matière d'automatisation des actions et de fonctionnement autonome.

4.4.4. *Ce qu'il en est du fonctionnement automatique/autonome à Tihange 3*

La mise à l'arrêt du réacteur et l'activation des équipements de sûreté sont automatisés en cas d'accident de '1^{er} niveau'. Hormis quelques exceptions justifiées, un délai de 30 minutes est prévu avant qu'une action d'un opérateur ne soit nécessaire.

De plus, le bunker peut être activé automatiquement pour les accidents de '2^e niveau' et peut rester opérationnel pendant au moins trois heures après l'événement initiateur considéré dans la base de conception.

Tihange 3 répond ainsi aux attentes en matière d'automatisation des actions et de fonctionnement autonome.

4.4.5. *Ce qu'il en est du fonctionnement automatique/autonome à Gravelines (France)*

La situation de Gravelines pour les actions automatiques et le fonctionnement autonome des systèmes de sûreté correspond à l'approche suivie pour le palier 900 MWe.

Les premières actions manuelles ne sont normalement nécessaires qu'après 20 minutes en salle de commande. Pour les actions qui ne sont pas prises depuis la salle de commande, une période de 25 à 35 minutes est prise en compte avant qu'une telle action soit nécessaire..

L'ASNR a demandé en 2016, lorsqu'il y a une exploitation au-delà de 40 ans, d'évaluer le comportement du palier 900MWe par rapport au référentiel des nouveaux réacteurs. Des études spécifiques sur les menaces (incendie, explosion, inondation des locaux) et les accidents ont été réalisées dans le cadre de la PSR. L'exploitant a ainsi démontré que les critères de sûreté étaient respectés et qu'il n'existait aucun "effet falaise". Dans la révision périodique de sûreté, des études spécifiques ont été menées à la fois vis-à-vis des risques d'agression (incendie, explosion, inondation interne) et des accidents pouvant survenir sur le réacteur ou la piscine d'entreposage du combustible. L'exploitant a montré, selon les cas, que les critères de sûreté sont respectés ou qu'il n'y a pas d'effet falaise (c'est-à-dire une aggravation excessive des conséquences d'un accident consécutive à une légère modification du scénario).

Des automatismes sont également prévus pour les moyens ultimes (« noyau dur »).

4.4.6. *Ce qu'il en est du fonctionnement automatique/autonome à Borssele (Pays-Bas)*

En cas de menaces externes, le réacteur est automatiquement déconnecté du réseau et amené dans un état « sous-critique à chaud » pendant une durée de 10 heures. Ce n'est qu'au terme de ce délai qu'une intervention du personnel est nécessaire. Celui-ci dispose donc d'un délai suffisant pour prendre les mesures qui s'imposent. Il est toutefois possible d'intervenir avant.

L'alimentation électrique de la salle de commande et de la salle de contrôle de secours est assurée par deux sources distinctes, de manière que le contrôle des systèmes ne soit pas compromis en cas de perte d'une source d'alimentation.

La salle de commande de secours est conçue de telle sorte que les éventuels signaux d'erreur, causés par des défaillances dues à des influences extérieures, ne puissent pas impacter le bon fonctionnement des systèmes de sûreté.

En cas d'accident interne, les opérateurs ne doivent normalement pas intervenir pendant la première demi-heure (30 minutes).

4.4.7. *Ce qu'il en est du fonctionnement automatique/autonome à Beznau 1 (Suisse)*

En cas d'accident de base de conception, des actions automatiques sont prévues à Beznau 1.

De plus, Beznau 1 dispose d'un système d'urgence spécial qui, en cas d'arrêt d'urgence provoqué par des menaces externes, garantit la mise à l'arrêt à chaud du réacteur pendant 10 heures sans interventions manuelles nécessaires. Au terme de ce délai, le personnel doit poursuivre le refroidissement du réacteur par des actions manuelles et l'amener dans un état d'arrêt à froid.

En cas d'accident, des opérations spécifiques telles que le refroidissement de type '*Feed-and-bleed*' ne peuvent toutefois être activées que manuellement.

5. Conclusion

Les exigences de sûreté applicables aux réacteurs nucléaires relèvent de la compétence nationale et diffèrent donc d'un pays à l'autre. Une comparaison entre les pays s'avère complexe et doit tenir compte du contexte spécifique, du cadre juridique et de la situation historique propres à chaque pays. La comparaison révèle que chaque pays possède une réglementation qui prescrit un niveau de sûreté élevé, mais qu'il existe aussi des différences parfois difficiles, voire impossibles à comparer, dans la mesure où les normes, les postulats et les méthodes de calcul utilisés ne sont pas les mêmes.

Au niveau européen, il a été décidé d'harmoniser les exigences de sûreté dans le cadre de la WENRA et au moyen des niveaux de référence publiés par celle-ci (Safety Reference Levels). Ces niveaux de référence constituent des exigences minimales pour les réacteurs existants et chaque pays est libre de choisir l'approche qu'il souhaite pour s'y conformer. Tous les membres de la WENRA se sont engagés à transposer ces niveaux de référence dans leur cadre réglementaire et à veiller à leur mise en œuvre sur le terrain. Cependant, la manière de les transposer varie d'un pays à l'autre.

Comme le cadre réglementaire de l'époque ne stipulait pas explicitement d'exigences de sûreté, la Belgique a décidé en 2011 d'y transposer ces niveaux de référence de sûreté par la publication d'un nouvel arrêté royal, baptisé l'AR PSIN (arrêté royal du 30/11/2011 portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires). Les exigences de sûreté reprises dans l'AR PSIN s'appliquent pleinement aux réacteurs nouveaux et aux réacteurs existants. Toutefois, des dispositions transitoires ont été prévues pour les réacteurs existants, de sorte que certaines exigences ne produisent leurs effets qu'ultérieurement, par exemple lors de la révision décennale suivante (PSR – Periodic Safety Review). En conséquence, les réacteurs dont l'exploitation aura définitivement cessé en 2025 n'étaient pas concernés par certaines des exigences ajoutées lors des dernières révisions de l'AR PSIN.

Plusieurs pays ont choisi de transposer les niveaux de référence WENRA par des directives à caractère non contraignant qui servent de base à l'autorité de sûreté nucléaire pour l'examen des demandes d'autorisation pour les nouveaux réacteurs et de référentiel pour les révisions périodiques de la sûreté des réacteurs existants. L'autorité nationale de sûreté dispose ainsi d'une plus grande liberté pour apprécier l'implémentation des normes sur le terrain.

Au contraire de la Belgique, tous les pays n'ont pas encore complètement transposé les niveaux de référence WENRA dans leur réglementation. Le travail se poursuit dans plusieurs pays pour intégrer principalement la dernière révision des niveaux de référence WENRA.

Comme les niveaux de référence WENRA constituent une série d'exigences minimales communes, certains pays vont au-delà de ces normes sur certains thèmes, ce qui est logique puisqu'il s'agit souvent d'exigences nationales antérieures à la publication des niveaux de référence WENRA et que ceux-ci n'ont pas pour but d'assouplir une réglementation existante. Ainsi, plusieurs pays appliquent une autonomie de 10 heures en cas de menaces externes, ce qui va au-delà de l'autonomie prévue par les niveaux de référence WENRA et par la réglementation belge.

Lorsque les niveaux de référence de sûreté WENRA (version 2014) ont été transposés dans la réglementation belge, celle-ci a également été complétée par des exigences complémentaires et des clarifications spécifiques, portant principalement sur la résistance aux chutes d'avion, les systèmes partagés et le fonctionnement automatique/autonome. Au même titre que la résistance sismique, ces thèmes constituent, en termes de conception, des préoccupations majeures connues en vue d'une éventuelle prolongation de l'exploitation des réacteurs de Doel 1&2 et de Tihange 1.

Ils sont donc considérés comme des « thèmes clés » dans le présent rapport.

Pour trois de ces thèmes (la chute d'un avion, les systèmes partagés et le fonctionnement automatique/autonome), la Belgique a décidé d'être plus stricte ou plus spécifique que les niveaux de référence WENRA. Ces choix ont été posés délibérément et la raison est double :

- La volonté de tenir compte de la spécificité de la situation belge. L'emplacement des centrales nucléaires en est un exemple : dans notre pays, les sites sont situés dans une zone portuaire, à quelques kilomètres d'agglomérations urbaines densément peuplées ou à proximité d'un aéroport. De même, les choix opérés à la conception (initiale) des réacteurs peuvent être propres à la Belgique. Par exemple, le thème des 'systèmes partagés' est spécifique à la Belgique puisque les unités de Doel 1 & Doel 2 sont « jumelles ». Comme cette spécificité n'est pas de mise pour les réacteurs de conception différente, elle n'est pas considérée dans les autres pays visés dans le rapport.
- L'AFCN défend le principe de l'amélioration continue en ce sens qu'elle estime que la réglementation doit évoluer en permanence pour garantir le plus haut niveau de sûreté possible. Après tout, la vocation de la réglementation et de l'AFCN est de protéger la population et l'environnement contre les risques des rayonnements ionisants. Et donc, lors de la transposition des niveaux de référence WENRA de 2014, établis à partir des enseignements tirés de l'accident de Fukushima-Daïichi, l'AFCN s'est fixé un objectif supplémentaire : le niveau de sûreté des réacteurs belges doit, en cas de prolongation de leur exploitation au-delà de 2025, évoluer pour se rapprocher de celui des unités de Doel 4 et Tihange 3, les réacteurs belges les plus récents.

Lors de la transposition, l'AFCN a prévu que, pour pouvoir poursuivre leur exploitation au-delà du délai prévu, les réacteurs doivent, lors de la révision périodique suivante, répondre aux exigences qui seraient alors en vigueur. Concrètement, cela signifie que les réacteurs pouvaient continuer de fonctionner pendant des années, plus précisément jusqu'en 2025.

Outre les « thèmes clés » de ce rapport, la majorité des niveaux de référence WENRA ont été transposés tels quels dans la réglementation belge. Dès lors, les exigences de sûreté en Belgique sont, sur de nombreux points, similaires et équivalentes à celles des autres pays européens. Une comparaison avec les réglementations des autres pays montre que différents choix peuvent être posés en ce qui concerne la réalisation de la démonstration de sûreté, en conformité avec les attentes générales des niveaux de référence WENRA.

A titre d'exemple, pour la résistance à la chute d'un avion, il est possible d'opter pour une approche probabiliste, qui consiste à déterminer, sur la base de la probabilité, le type d'avion auquel le réacteur doit résister. En Belgique, il a été décidé de manière déterministe (peu importe la probabilité) que le réacteur doit être capable de résister à un avion représentatif, qu'il soit commercial ou militaire. D'autres pays ont également défini un avion de référence (c'est-à-dire l'impact d'un avion militaire) de manière déterministe ou ont opté pour une combinaison de l'approche déterministe et de l'approche probabiliste.

En ce qui concerne l'application pratique des normes sur le terrain, les unités de Doel 1&2 et de Tihange 1 ne satisfont actuellement pas à toutes les exigences de la réglementation belge pour que leur exploitation puisse se poursuivre au-delà de 2025. Les réacteurs de Doel 1&2 ne sont pas conformes aux niveaux de référence WENRA sur le plan de la résistance sismique, ni aux exigences belges complémentaires en lien avec les autres thèmes. Tihange 1 ne répond pas aux exigences belges complémentaires en matière de résistance à la chute d'un avion et en matière de fonctionnement automatique/autonome.

Les unités de Doel 4 et Tihange 3 sont déjà en majeure partie conformes à la réglementation belge pour une exploitation au-delà de 2025, et le seront pleinement lorsque leur programme LTO aura été mis en œuvre.

Le niveau de sûreté de la conception des unités de Doel 1&2 et de Tihange 1 ne s'approche pas encore de celui de Doel 4 et de Tihange 3 ou des nouveaux réacteurs qui seraient construits aujourd'hui.

Si la volonté est de prolonger l'exploitation de Doel 1&2 et/ou de Tihange 1 au-delà de 2025, l'exploitant sera tenu de procéder à une révision périodique de sûreté de ses installations. Cette révision consiste en une évaluation systématique de la sûreté nucléaire du réacteur et en la conduite d'études additionnelles visant notamment à comparer le niveau de sûreté avec la réglementation la plus récente et les normes et pratiques actuelles. Les actions nécessaires pour permettre une prolongation de l'exploitation seront ensuite définies. Une PSR couvre également de nombreuses autres thématiques qui ne sont pas abordées dans le présent rapport (comme les phénomènes de vieillissement des installations, la disponibilité de personnel d'exploitation qualifié). Il relève de la responsabilité de l'exploitant de réaliser ces études et de proposer des actions, qui seront ensuite évaluées par l'AFCN et sa filiale Bel V. Seule une révision périodique de sûreté permettra à l'AFCN de déterminer si une éventuelle prolongation de l'exploitation au-delà de 2025 est admissible sur le plan de la sûreté nucléaire.

Annexe A – Caractéristiques des réacteurs considérés

| Réacteur | Type | Capacité électrique | Mise en service | Etat |
|---------------------|---------------|---------------------|-----------------|--------------------------------|
| <i>Doel 1</i> | PWR 2-loop | 445 MW | 15/02/1975 | A l'arrêt 14/02/2025 |
| <i>Doel 2</i> | PWR 2-loop | 445 MW | 01/12/1975 | Opérationnel LTO 50 ans |
| <i>Tihange 1</i> | PWR 3-loop | 962 MW | 01/10/1975 | Opérationnel LTO 50 jaar |
| <i>Doel 4</i> | PWR 3-loop | 1026 MW | 01/07/1985 | Opérationnel LTO 50 jaar |
| <i>Tihange 3</i> | PWR 3-loop | 1030 MW | 01/09/1985 | Opérationnel LTO 50 jaar |
| <i>Gravelines 1</i> | PWR 3-loop | 910 MW | 25/11/1980 | Opérationnel Pas d'échéance |
| <i>Borssele</i> | PWR 2-loop | 482 MW | 26/10/1973 | Opérationnel LTO 60 jaar |
| <i>Beznau 1</i> | PWR 2-loop | 365 MW | 09/12/1969 | Opérationnel Pas d'échéance |