

Analyse des risques des réacteurs de 1300 MW en France, compte tenu notamment de la prolongation prévue de leur durée de vie ¹

Contenu

1	Explication de la mission de Greenpeace visant à identifier les risques liés aux réacteurs de 1300 MW en France, notamment en tenant compte d'un projet de prolongation de leur durée de vie.	3
2	Explications sur l'état des installations des centrales nucléaires de 1300 MWe équipées de réacteurs à eau pressurisée (REP) en France.....	8
3	Exigences en matière de sûreté des installations qui devraient actuellement servir de base à l'exploitation des installations de 1300 MWe au-delà de leur durée de vie initiale de 40 ans.....	15
3.1	Aperçu des exigences essentielles en matière de sécurité des installations.....	15
3.2	Exigences minimales à appliquer aux points faibles connus en matière de sûreté des réacteurs de 1300 MWe en France	18
3.2.1	Agressions externes d'origine naturelle telles que tempêtes, fortes pluies, chutes de neige, gel, foudre, inondations, tremblements de terre	18
3.2.2	Agressions d'origine anthropique.....	25
3.2.3	Conception des dispositifs de sûreté.....	26
4	Exemples d'événements liés à la sûreté et d'enseignements tirés de l'exploitation des centrales nucléaires en France	30

¹ Auteur : Manfred Mertins, professeur et ingénieur

5	Évaluation de l'état de la sûreté des réacteurs de 1300 MWe en France à la lumière de la mise à niveau envisagée en préparation de la LTE	43
5.1	Evaluation critique de l'état de sûreté pouvant être atteint par les mises à niveau prévues sur les réacteurs français de 1300 MWe	44
5.2	Déficits fondamentaux des réacteurs de 1300 MWe par rapport aux exigences en vigueur en matière de maîtrise des incidents (niveau de sûreté 3)	46
5.3	Déficits de protection contre les agressions externes	53
5.3.1	Agressions externes d'origine naturelle (AEN) - Tremblement de terre	53
5.3.2	Agressions d'origine naturelle - Inondations externes, autres actions	58
5.3.3	Chute accidentelle d'un avion	60
5.4	Mesures relatives au niveau de sûreté 4.....	63
6	Résumé	72
7	Conclusions concernant les risques associés aux réacteurs de 1300 MWe, malgré la mise à niveau prévue	81
8	Littérature.....	Erreur ! Signet non défini.

Annexe 1 : Informations sur les installations des centrales nucléaires avec des réacteurs de 1300 MWe, à l'exemple de la centrale nucléaire de Cattenom /EDF 2011, Öko 2018/

Annexe 2 : Informations sur les tâches du "Hardened Safety Core" ainsi que sur sa structure /ASN 2013a/.

1 Explication de la mission de Greenpeace visant à identifier les risques liés aux réacteurs de 1300 MW en France, notamment en tenant compte d'un projet de prolongation de leur durée de vie

La prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires en service² avec des réacteurs de 1300 MWe en France est actuellement à l'ordre du jour.

Les 20 réacteurs nucléaires de 1300 MWe (P4 et P'4)³ en France représentent une évolution des réacteurs du palier CP(X)- (900 MWe, conception "3 boucles"). La puissance électrique nette des réacteurs P4 et P'4 a été portée à 1300 MWe en utilisant une conception à 4 boucles. La conception initiale des centrales P4 était basée sur une licence Westinghouse, dont huit unités ont été construites dans les années 1980. Framatome a développé sa propre version "francisée" de la série P4 de Westinghouse, appelée P'4, dont 12 unités ont été construites. Au total, 20 réacteurs P4 et P'4 ont été construits, pour une puissance nette totale de 26 GW /EDF 2013/.

En ce qui concerne l'emplacement des bâtiments, les réacteurs des paliers P4 et P'4 - sont des installations simples, tandis que les réacteurs du palier CP(X) étaient des installations jumelles.

Chaque enceinte de confinement des réacteurs P4 et P'4 dispose d'une double paroi en béton (une paroi intérieure en béton précontraint et une paroi extérieure en béton armé) au lieu d'une seule paroi en béton précontraint revêtue d'acier sur les réacteurs de 900 MWe.

Les séries P4 et P'4 utilisent de nouvelles technologies de contrôle et d'instrumentation à base de microprocesseurs avec une mémoire programmable. La série P'4 se distingue de la série P4 par le fait que l'installation des bâtiments et des structures a été optimisée avec pour objectif principal la réduction des coûts. Il en résulte une conception plus complexe des installations et des bâtiments et structures plus petits.

² AKW : centrale nucléaire

³ P4 : Paluel, Saint-Alban, Flamanville ; P'4 : Cattenom, Belleville, Nogent, Golfech, Penly

La construction des centrales nucléaires de 1300 MWe a débuté entre 1977 et 1984. Le concept de sûreté de ces installations est comparable à celui des réacteurs de 900 MWe de la série CP(X) et date du début des années 1970.

Les connaissances et les conclusions tirées de l'accident de Three Mile Island (1979), de la catastrophe de Tchernobyl (1987), de l'attentat du 11 septembre à New York (2001) et de la catastrophe de Fukushima (2011), qui ont entraîné un renforcement considérable des exigences de sécurité existantes, n'ont donc pas pu être prises en compte dans la conception de la sûreté de ces installations, mais elles constituent désormais la référence en matière de normes de sûreté à atteindre pour les centrales nucléaires qui sont actuellement construites ou qui doivent continuer à fonctionner au-delà de leur durée de vie initiale.

En France, la durée de vie des centrales nucléaires n'est pas limitée dans les autorisations respectives. L'autorité compétente décide de la poursuite de l'exploitation de la centrale nucléaire concernée, en règle générale pour une période de 10 ans, sur la base des résultats d'un réexamen périodique de la sûreté, qui a lieu tous les 10 ans. Les réexamens périodiques de la sûreté ne servent donc pas seulement à confirmer un niveau de sûreté existant, mais doivent également mettre en évidence des mesures définitives visant à augmenter le niveau de sûreté /IAEA 2013/.

En 2017, EDF a lancé le quatrième réexamen périodique de ses vingt réacteurs nucléaires d'une puissance de 1300 MWe. Afin de tirer profit du caractère standardisé de ses réacteurs, EDF prévoit de réaliser ce réexamen périodique en deux phases :

- une phase de réexamen périodique, dite "générique", couvrant des thèmes communs à tous les réacteurs de 1300 MWe. Cette approche générique permet de regrouper les études sur la maîtrise du vieillissement et de la conformité des installations, ainsi que les études de réévaluation de la sûreté et de dimensionnement des éventuelles modifications des installations.
- une phase de réexamen périodique dite "spécifique", couvrant chaque réacteur individuellement, qui aura lieu entre 2027 et 2035. Cette phase permet de prendre en compte les caractéristiques particulières des installations et de leur environnement, telles que l'ampleur et l'étendue des aléas naturels à prendre en considération.

Le calendrier des réexamens périodiques de sûreté des centrales nucléaires de 1300 MWe est présenté à la figure 1.

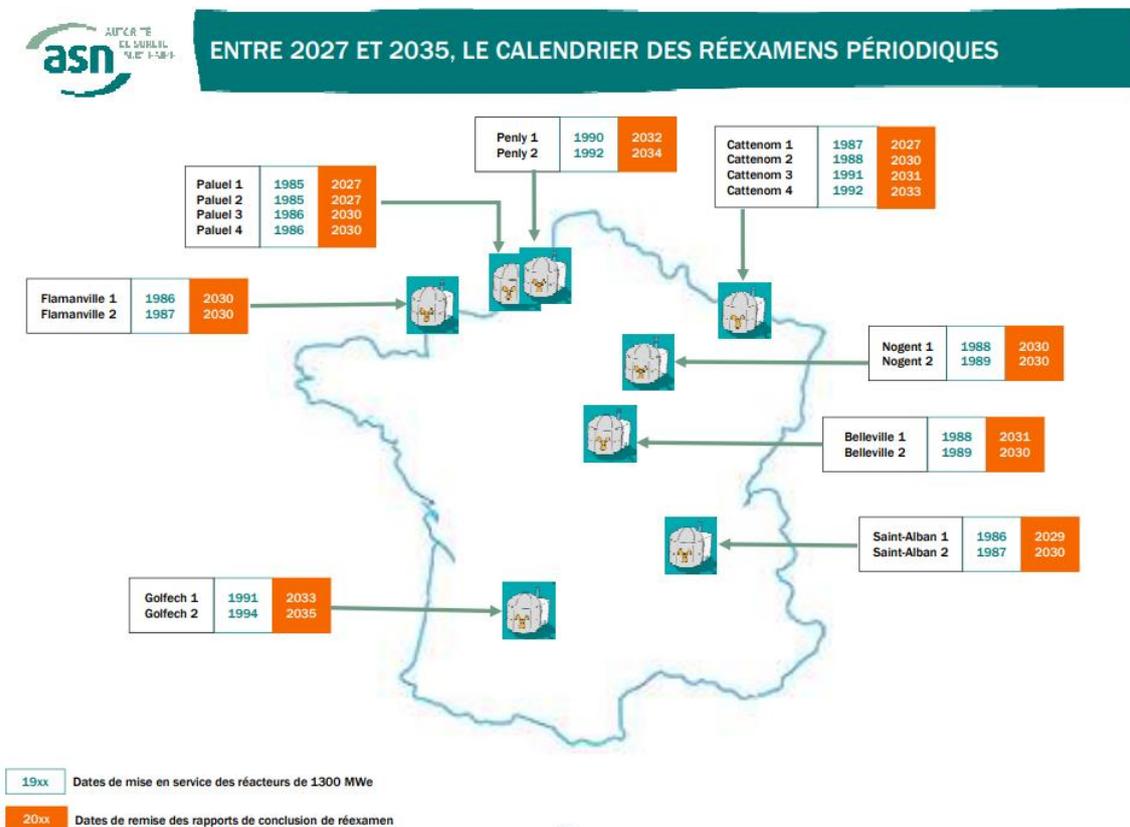


Figure 1 : CALENDRIER DES VÉRIFICATIONS PÉRIODIQUES des réacteurs de 1300 MWe en France /ASN 2019b/

Le niveau de sûreté à atteindre pour les centrales nucléaires devant être exploitées au-delà de leur durée de vie initiale d'environ 40 ans doit, en accord avec les déclarations de l'ASN⁴, de l'IRSN⁵ et d'EdF⁶ (voir chapitre 3), se baser sur les normes de sûreté en vigueur, notamment aux "WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors" /WENRA 2021/ et aux "WENRA Safety Objectives for New Nuclear Power Plants"

⁴ ASN - Autorité de sûreté nucléaire

⁵ IRSN - Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire

⁶ EdF - Électricité de France SA

/WENRA 2020/, publiés par la Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) en septembre 2021⁷. Les exigences fixées par l'ASN en France pour l'EPR⁸ /ASN 2000/ sont également importantes, dans la mesure où elles représentent l'état de la science et de la technique. Les recommandations de l'AIEA⁹ /IAEA 2006, AIEA 2016/ ainsi que de l'UE¹⁰ /EU 2014/ constituent également des repères.

Les exigences établies par l'ASN pour la prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires de 1300 MWe en France ont été publiées entre autres dans les "Orientations de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe d'EDF (RP4-1300)"¹¹ /ASN 2019a/ ainsi que dans /ASN 2013/. L'ASN définit trois objectifs dans le cadre de la prolongation de la durée d'exploitation /ASN 2023/ :

- Premièrement, il s'agit de démontrer que les réacteurs sont conformes à la réglementation en vigueur.
- Ensuite, l'exploitant doit démontrer qu'il peut contrôler et suivre systématiquement le vieillissement et l'obsolescence des systèmes, des structures et des composants.
- Enfin, le niveau de sûreté des installations doit être relevé conformément aux nouvelles exigences de sûreté actuellement appliquées aux EPR ou aux réacteurs équivalents.

Selon /IRSN 2016c/, EDF a lancé en 2009 le projet de prolongation de la durée d'exploitation des REP de type Gen II en France au-delà de 40 ans (LTE)¹². Il comprend

- un programme spécifique pour la gestion du vieillissement,
- une réévaluation de la sûreté au regard des exigences applicables aux nouveaux réacteurs (EPR) et de l'état de l'art des technologies nucléaires.

⁷ Publié pour la première fois par WENRA en 2014, révisé par la suite

⁸ EPR - Réacteur pressurisé européen

⁹ IAEA - Agence internationale de l'énergie atomique

¹⁰ EU - Union européenne

¹¹ <https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/orientations-de-la-phase-generique-des-quatriemes-reexamens-periodiques-des-reacteurs-de-1300-mwe>

¹² LTE - Life Time Extension

L'exigence de protection des radiers des réacteurs contre la fusion à la suite d'un accident de fusion du cœur jouait déjà un rôle central. Cette exigence a ensuite été renforcée suite à l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima au Japon.

L'injonction de l'ASN du 21 janvier 2014 à la centrale nucléaire de Belleville-sur-Loire (Cher)¹³ contient déjà des exigences concrètes à ce sujet : "... l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire l'étude de faisabilité des dispositions visant à éviter le percement du radier en cas de fusion partielle ou totale du cœur..."

En France, il est prévu de poursuivre l'exploitation de l'ensemble des centrales nucléaires de 1300 MWe au-delà de la durée de vie de 40 ans, fonctionnement initialement prévu. Une première consultation publique sur la prolongation de la durée de vie des réacteurs de 1300 MWe devrait avoir lieu en France début 2024.

Comme cela a déjà été constaté pour les réacteurs de 900 MWe, un certain nombre de déficits fondamentaux de la sûreté des réacteurs de 1300 MWe, comparés aux exigences de sûreté actuelles, ne peuvent pas être éliminés par des mises à niveau en appliquant des critères d'évaluation pratiques.

En préparation de la consultation publique sur la prolongation de la durée de vie des réacteurs de 1300 MWe, une analyse sera réalisée sur les déficits de sûreté des réacteurs de 1300 MWe et les risques liés à une prolongation de leur durée de vie.

¹³ Décision n°2014-DC-0394 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 fixant à Électricité de France - Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Belleville-sur-Loire (Cher) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC0274 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire

2 Explications sur l'état des installations des centrales nucléaires de 1300 MWe équipées de réacteurs à eau sous pression (REP) en France

Actuellement, 56 réacteurs nucléaires sont en service en France. Un réacteur de type EPR est en construction depuis le 3 décembre 2007 sur le site de Flamanville¹⁴. La figure 2 donne une vue d'ensemble des centrales nucléaires en service et en construction en France.

¹⁴ Un troisième réacteur sur le site, une unité EPR, a commencé sa construction en 2007 avec une mise en service commerciale prévue pour 2012. En 2020, le projet sera plus de cinq fois supérieur au budget et aura des années de retard sur le calendrier. Divers problèmes de sécurité ont été soulevés, notamment la faiblesse de l'acier utilisé dans le réacteur. En juillet 2019, de nouveaux retards ont été annoncés, repoussant la date de lancement commercial à la fin de 2022. En janvier 2022, de nouveaux retards ont été annoncés avec un chargement de combustible continu jusqu'à la mi-2023 et à nouveau en décembre 2022, repoussant le chargement de combustible au début de 2024. Dans une mise à jour du 16 décembre, EDF a indiqué que le chargement de combustible - précédemment prévu pour le deuxième trimestre de 2023 - est désormais prévu pour le premier trimestre de 2024 (<https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Further-delay-to-Flamanville-EPR-start-up>).

Cela concerne également la preuve de la robustesse en cas d'agressions externes dépassant la conception de l'installation concernée (inondations, pluies fortes, tempêtes, sécheresses, etc.), étant donné que le changement climatique actuel, provoqué par l'homme, renforce déjà nettement les évolutions prévues en termes de fréquence et d'intensité des aléas météorologiques.

Les informations relatives à la technologie des procédés, à l'alimentation électrique, au refroidissement de la piscine de stockage des assemblages combustibles et à la protection interne en cas d'urgence des réacteurs de 1300 MWe sont résumées à l'annexe 1.

Confinement

Les enceintes de confinement (Containment) pour les tranches de 1300 MWe (séries P4, P'4) sont conçues avec une double paroi (figure 3) : La paroi intérieure en béton précontraint doit résister à la pression d'un incident de fuite (Enceinte interne en béton précontraint), la paroi extérieure en béton armé aux dangers extérieurs (Enceinte externe en béton armé). Les fuites éventuelles sont captées et traitées dans l'espace sans pression entre les parois (Espace entre enceintes en dépression).

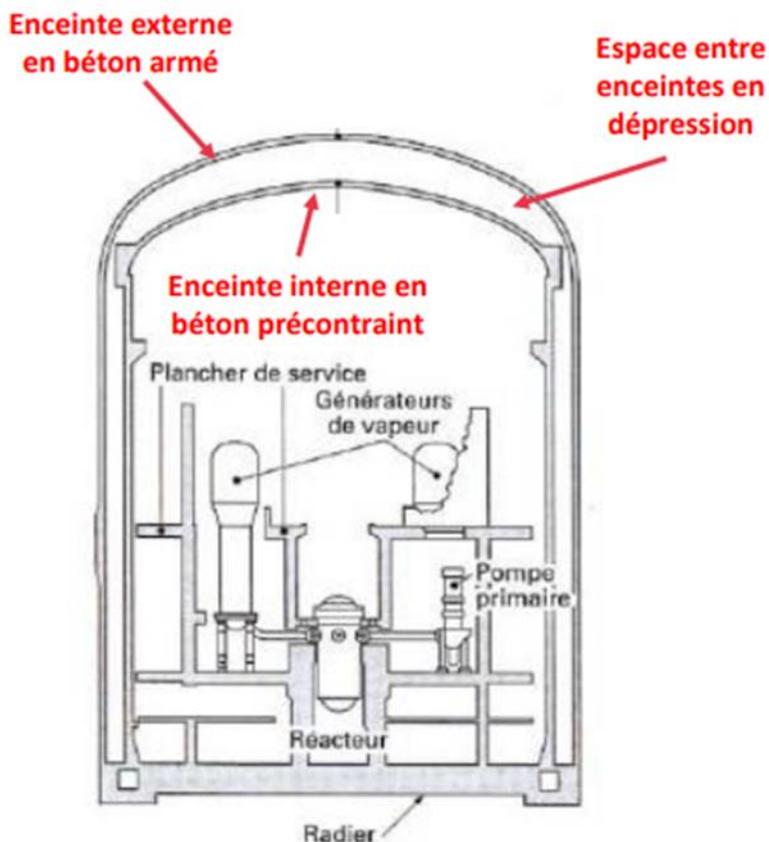


Figure 3 : Principe de confinement d'une centrale nucléaire de 1300 MWe (source : /IRSN 2023c/)

La pression de conception de l'enceinte de confinement est de 5 bar_{abs}. Une dépression est créée dans l'espace entre le confinement intérieur et le confinement extérieur en béton par le dispositif de maintien de la dépression de confinement EDE afin de retenir la radioactivité. L'étanchéité de l'enceinte de confinement est contrôlée dans le cadre des contrôles de sûreté décennaux. L'étanchéité des pénétrations de confinement (tuyauteries, etc.) est obtenue en cas d'incident par la fermeture du bâtiment (fermeture des vannes d'arrêt en double, ITS).

Les câbles utilisés pour la précontrainte des enceintes de confinement sont comprimés avec du mortier de ciment, ils ne peuvent donc pas être retendus et les phénomènes irréversibles affectent d'autant plus les structures. C'est pourquoi un programme de surveillance spécial a été mis en place afin d'obtenir les données nécessaires sur le comportement et les modifications des structures. Il est ainsi possible de vérifier si le taux de fuite et la précontrainte résiduelle répondent aux critères de sûreté pendant la durée de vie prévue de l'installation, qui était initialement de 40 ans. Ce programme est complété par des études de recherche et développement afin d'améliorer la compréhension des phénomènes et d'établir des modèles permettant de prédire le comportement du béton précontraint. Les résultats recueillis jusqu'à présent devraient montrer que le comportement est généralement satisfaisant /IRSN 2023c/.

La reprise de charge du béton est essentiellement déterminée par le processus de fluage du béton. Le déroulement et l'ampleur du fluage sont influencés non seulement par la charge et l'âge du béton, mais aussi par le volume de la pâte de ciment et le rapport eau/ciment. D'autres paramètres interviennent, dont l'humidité de l'air, la géométrie de la section de l'élément de construction, la vitesse de durcissement du ciment et la résistance à la compression du béton.

Lors du calcul d'éléments en béton précontraint (béton précontraint), le fluage du béton est un paramètre important à prendre en compte, car il existe toujours de grandes contraintes de compression du béton dues à la précontrainte. Les dilatations par fluage qui en résultent pour l'élément en béton précontraint réduisent l'allongement de l'acier de précontrainte et, par conséquent, la force de précontrainte.

Des études de prévision de la durée de vie indiqueraient que deux ou trois enceintes de confinement des réacteurs de 1300 MWe pourraient tomber sous le niveau acceptable de la contrainte résiduelle minimale après une période de fonctionnement de 40 ans.¹⁵ Dès le moment de leur construction, les structures en béton armé peuvent commencer à évoluer vers des propriétés moins bonnes en raison des influences environnementales (par exemple température, humidité et charges cycliques). La durée de vie d'un composant prend fin lorsqu'il ne peut plus répondre à ses exigences fonctionnelles et de performance, lorsqu'il devient obsolète ou lorsque les coûts d'entretien deviennent excessifs. Parmi les principaux mécanismes (facteurs) qui, dans des conditions défavorables, peuvent entraîner une détérioration prématurée des structures en béton armé, on trouve ceux qui affectent le béton ou les matériaux de renforcement de l'acier (armatures ou précontrainte).

L'une des formes de dommages les plus fréquentes sur les éléments de construction en béton armé est la corrosion du béton, qui a souvent des conséquences graves sur la stabilité et la capacité d'utilisation des éléments de construction¹⁶. Les dommages aux ouvrages en béton sont également dus, entre autres, à des erreurs dans la mise en œuvre du béton¹⁷.

La résistance et l'insensibilité des matériaux, des sections et des éléments de construction d'un ouvrage aux influences de l'environnement dépendent d'une part du type et de l'intensité de l'attaque et d'autre part des propriétés du béton. Lors de la conception d'un ouvrage, l'aspect de la durabilité doit être dûment pris en compte afin de garantir l'aptitude au service à long terme (figure 4).

¹⁵ Prestress losses in NPP containments - The EDF experience, Conference : Joint WANO/OECD-NEA workshop on pre-stress loss in NPP containments, Poitiers (France), 25-26 Aug 1997

¹⁶ Par corrosion du béton, on entend des modifications de la surface du béton qui, après une exposition prolongée sans entrave, peuvent avoir une influence considérable sur la stabilité du confinement. Lors de l'évaluation d'une fissure dans le béton, il convient de faire la distinction entre les fissures purement superficielles et les fissures de séparation. Les premières ne représentent pas un danger pour la construction de l'élément de construction, mais mettent souvent en péril la protection anticorrosion de l'armature, qui n'est garantie que par un revêtement en béton intact. En revanche, les fissures séparatrices, qui traversent une plus grande partie de l'ouvrage, n'assurent plus la transmission des efforts nécessaire à la stabilité de l'ouvrage.

¹⁷ Voir à ce sujet, entre autres, les déclarations relatives au déroulement de la construction de l'EPR finlandais d'Olkiluoto, https://de.wikipedia.org/wiki/Kernkraftwerk_Olkiluoto

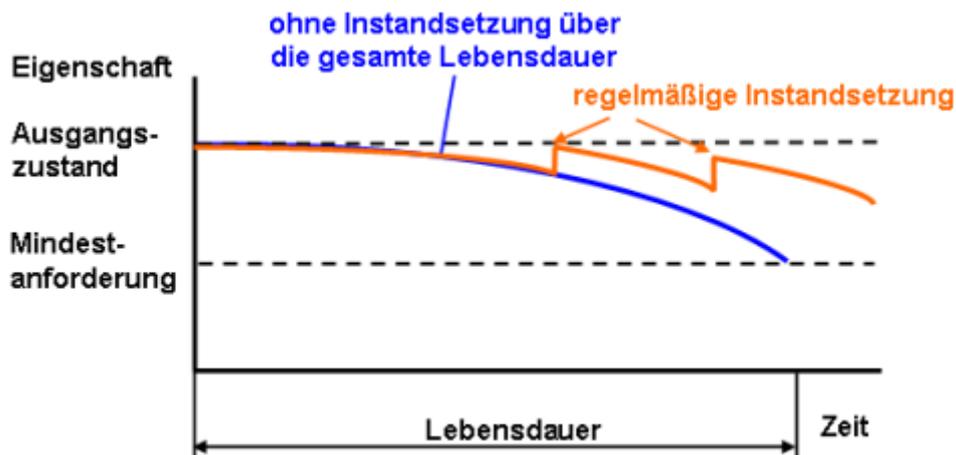


Figure 4 : Influence des mesures de réparation sur la durabilité /Source : UBW 2020/

Malgré la constatation susmentionnée dans /IRSN 2023c/, l'IRSN explique également que le vieillissement entraîne par exemple un gonflement du béton ou une corrosion des armatures. Il est par ailleurs fait référence à la nécessité d'identifier et de suivre les différents mécanismes de vieillissement dans les processus de maintenance. Des informations détaillées, spécifiques à l'installation, sur les processus de vieillissement du béton dans la zone de confinement n'ont pas été mentionnées dans /IRSN 2023c/ et ne sont pas non plus disponibles.

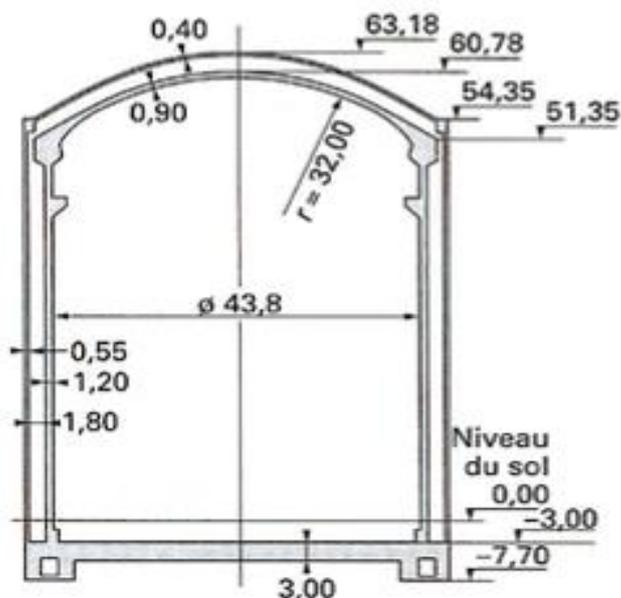


Figure 5 : Dimensions principales du confinement (source /COS 1997/)

Selon /COS 1997/, le radier des réacteurs de 1300 MWe est constitué de béton armé traditionnel et doit seulement être étanche en cas d'accident. Le volume libre interne est d'environ 70.000 m³ contre environ 90.000 m³ pour l'EPR. En revanche, le radier de l'EPR est conçu pour résister aux contraintes d'un accident de fusion du cœur, ce qui n'est pas le cas des réacteurs de 1300 MWe. Cela devrait changer avec le rééquipement des réacteurs de 1300 MWe, qui devraient eux aussi pouvoir supporter à l'avenir les charges résultant d'un accident de fusion du cœur. L'IRSN fait état d'études approfondies sur le comportement de différents types de béton dans des conditions de fusion du cœur /IRSN 2013/. Du côté d'EDF, l'objectif du rééquipement est de stabiliser la fusion du cœur dans une mesure telle qu'une rupture du radier soit évitée /EDF 2022/. La question de savoir dans quelle mesure les radiers réalisés dans les 1300 MWe sont adaptés à cet objectif nécessite des analyses supplémentaires /IRSN 2023d/. Les surfaces des radiers des réacteurs de 1300 MWe sont, entre autres, traitées par silicification. Dans ce cas, les agents actifs du traitement pénètrent profondément dans le béton du radier afin de consolider la matrice de la colle à béton et de compacter durablement le béton. Dans ce contexte, l'IRSN renvoie également aux analyses qui doivent encore être effectuées sur les bétons "très silicatés", afin de pouvoir tirer des conclusions définitives sur la stabilité des radiers en situation de fusion du noyau.

Un autre problème concernant l'évaluation de la durée de vie des enceintes de confinement des installations de 1300 MWe en France est signalé dans /EDF 2012/. Il est expliqué que certaines installations pourraient avoir des difficultés à remplir les critères de l'épreuve d'étanchéité décennale sans autres mesures supplémentaires.

La stratégie d'EDF consiste désormais, premièrement, à effectuer des travaux de réparation et de renforcement afin de maintenir l'étanchéité des parois internes ; deuxièmement, un programme d'essais a été lancé avec le soutien de la R&D afin d'améliorer le système de contrôle des fuites et de mieux évaluer la résistance de l'enceinte de confinement dans des conditions accidentelles graves.

EDF espère ainsi obtenir les marges nécessaires concernant la preuve de l'étanchéité de l'enceinte de confinement à double paroi sur l'extension prévue de la durée de vie des installations.

Cuve du réacteur

En ce qui concerne la cuve du réacteur, EDF est confiant dans sa capacité à démontrer une prolongation de la durée de vie au-delà de 40 ans. Dans tous les cas, l'augmentation de la température d'injection de sécurité reste cependant une option pour garantir les marges nécessaires à cet effet /EDF 2012/. D'autres mesures visant à limiter la fragilisation sont discutées et proposées par l'IRSN afin d'assurer une exploitation au-delà de 40 ans /IRSN 2023a/.

Piscine de stockage du combustible

Les piscines d'entreposage des assemblages combustibles des installations P4 et P'4 se trouvent à l'extérieur des bâtiments des réacteurs, dans des bâtiments de piscines d'entreposage propres, adjacents aux bâtiments des réacteurs.

En cas de déchargement complet du cœur, la puissance de désintégration résiduelle dans le bassin de stockage peut atteindre 12,2 MW (13 MW dans l'hypothèse conservatrice). En cas de défaillance complète du refroidissement, il reste environ une demi-journée avant que le niveau de remplissage dans la piscine de stockage ne baisse d'un mètre du niveau minimal admissible (NTB) au niveau radiologiquement critique (NEB) de 21,15 m, à partir duquel le blindage nécessaire des éléments combustibles d'au moins 7,20 m n'est plus garanti. /EDF 2011, Öko 2018/

Le degré de protection des piscines de stockage des assemblages combustibles en ce qui concerne les aléas externes est nettement inférieur à celui des bâtiments de réacteur. Des explications détaillées à ce sujet sont disponibles à l'annexe 1.

3 Exigences en matière de sûreté des installations qui devraient actuellement servir de base à l'exploitation des installations de 1300 MWe au-delà de leur durée de vie initiale de 40 ans

3.1 Aperçu des exigences fondamentales en matière de sûreté des installations

Actuellement, l'EPR est en phase de construction en France, juste avant sa mise en service. L'EPR dispose d'un concept de sûreté évolutif et est également appelé réacteur

de 3e génération (sûreté) (génération III+). En particulier, un récupérateur de corium intégré à l'EPR doit servir à absorber et à refroidir une fusion accidentelle du cœur dans la zone de basse pression. Compte tenu de cette évolution par rapport aux concepts de sûreté appliqués jusqu'à présent aux réacteurs à eau légère (REL) et d'autres mesures et dispositifs visant à maîtriser des états de l'installation considérés jusqu'à présent comme dépassant les limites de conception, on peut partir du principe que les exigences applicables au concept de sûreté de l'EPR /ASN 2000/ doivent être considérées comme correspondant à l'état de la science et de la technique en France.

L'ASN demande dans /ASN 2015, ASN 2019a/, en ce qui concerne les centrales nucléaires en service en France, qu'un niveau de sûreté fortement amélioré soit atteint comme condition préalable à l'exploitation de ces centrales au-delà de la durée d'exploitation initialement prévue de 40 ans. Le concept de sûreté de l'EPR a été cité à cet égard.

En ce qui concerne la référence aux exigences de sûreté de l'EPR dans l'évaluation de la sûreté des centrales nucléaires exploitées en France, il existe également des déclarations de l'IRSN, l'organisme d'expertise français travaillant pour l'ASN, dans lesquelles il est indiqué que les installations françaises devraient, en cas d'exploitation à long terme, être adaptées au niveau de sûreté de l'EPR /IRSN 2010/ (" le renforcement du niveau de sûreté avec l'objectif d'atteindre, s'il est réalisable, un niveau similaire à celui attendu pour les réacteurs de Gen III comme l'EPR.") ou de réduire l'écart par rapport à celui-ci /IRSN 2011/ ("Reinforced safety objectives are discussed with objective to reduce the difference between safety level of Gen II and Gen III (EPR) PWRs.").

EdF envisage également d'aligner les centrales nucléaires existantes sur les normes de sûreté de l'EPR pour leur exploitation à long terme /EDF 2015/ ("take into account as reference the GEN 3 safety objectives, like EPR").

La preuve de la sûreté ne doit pas être apportée au détriment des réserves de conception nécessaires.

Il en résulte que les critères d'évaluation des centrales nucléaires en service en France doivent être basés sur les normes correspondant à l'état actuel de la science et de la technique. Pour le groupe des centrales nucléaires équipées de réacteurs de 1300 MWe en France, il faudrait donc se baser sur les exigences de sûreté actuellement en vigueur pour l'EPR /ASN 2000/ et les appliquer.

Les écarts éventuels devraient être présentés à la lumière de la non-réalisation de l'objectif de sûreté fondamentale susmentionné et évalués en termes de risques résiduels /voir également ASN 2023/.

Les exigences fondamentales en matière de sûreté des installations à respecter, qui devraient au moins servir de base à l'exploitation des centrales de 1300 MWe en France au-delà de leur durée de vie initiale, sont donc :

- L'objectif de sûreté fondamentale, et donc servant de référence en matière de sûreté, est le suivant, conformément à la directive européenne sur la sûreté /UE 2014, à l'article 8a/ :
"Les États membres veillent à ce que le cadre national de sûreté nucléaire prévoie que les installations nucléaires soient conçues, construites, mises en service, exploitées et déclassées et que leur localisation soit choisie en vue de prévenir les accidents et, en cas d'accident, d'en atténuer les effets et d'éviter :
a) les rejets précoces de matières radioactives qui nécessiteraient des mesures de protection d'urgence externes à l'installation et pour lesquelles on ne dispose pas de suffisamment de temps pour les mettre en œuvre ;
b) les rejets importants de matières radioactives qui nécessiteraient des mesures de protection qui ne pourraient être limitées ni dans l'espace ni dans le temps. "
- Conformément à l'article 8a(2b) de la directive européenne sur la sûreté nucléaire /EU 2014/, les centrales nucléaires existantes doivent, si nécessaire, faire l'objet « d'améliorations de la sûreté raisonnablement réalisables » pour atteindre l'objectif de sûreté fixé à l'article 8a. Le cadre permettant de déterminer les "améliorations de la sûreté raisonnablement réalisables" est indiqué par WENRA dans /WENRA 2017/.
- Pour l'évaluation du niveau de sûreté des centrales nucléaires existantes, il convient d'appliquer les normes actuelles représentant l'état des connaissances.
- En France, cette situation est représentée par les exigences applicables à l'EPR. En l'état actuel des connaissances, l'ASN et l'IRSN, l'expert auquel elle a fait appel, ont donc décidé de prendre les exigences de l'EPR comme critère de contrôle pour les centrales nucléaires existantes.
- Le niveau de sécurité technique requis doit être maintenu par des mesures de surveillance et d'entretien appropriées et être développé en fonction des besoins. La remise en question et l'amélioration constantes de la sûreté se fondent également

sur l'évaluation, la hiérarchisation et la mise en œuvre des expériences acquises au cours de l'exploitation. La détection précoce et l'élimination des erreurs et des dysfonctionnements sont d'une grande importance pour la sûreté.

Comme indiqué ci-dessus, l'ASN s'attend à ce qu'un niveau de sûreté fortement amélioré soit atteint comme condition préalable à l'exploitation des centrales nucléaires existantes au-delà de la durée d'exploitation initialement prévue de 40 ans. Or, il est actuellement signalé que les installations de 900 MWe rencontrent déjà des problèmes considérables pour la réalisation dans les délais des programmes de mise à niveau correspondants ("Le régulateur français de la sûreté nucléaire, l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN), a dit qu'il était prêt à accorder plus de temps à EDF pour mettre en œuvre les mises à niveau de sûreté requises sur son parc de réacteurs nucléaires de 900 MWe")¹⁸.

3.2 Exigences minimales à ajouter aux points faibles connus en matière de sûreté des réacteurs de 1300 MWe en France

3.2.1 les aléas externes d'origine naturelle tels que les tempêtes, les fortes pluies, les chutes de neige, le gel, la foudre, les inondations, les tremblements de terre

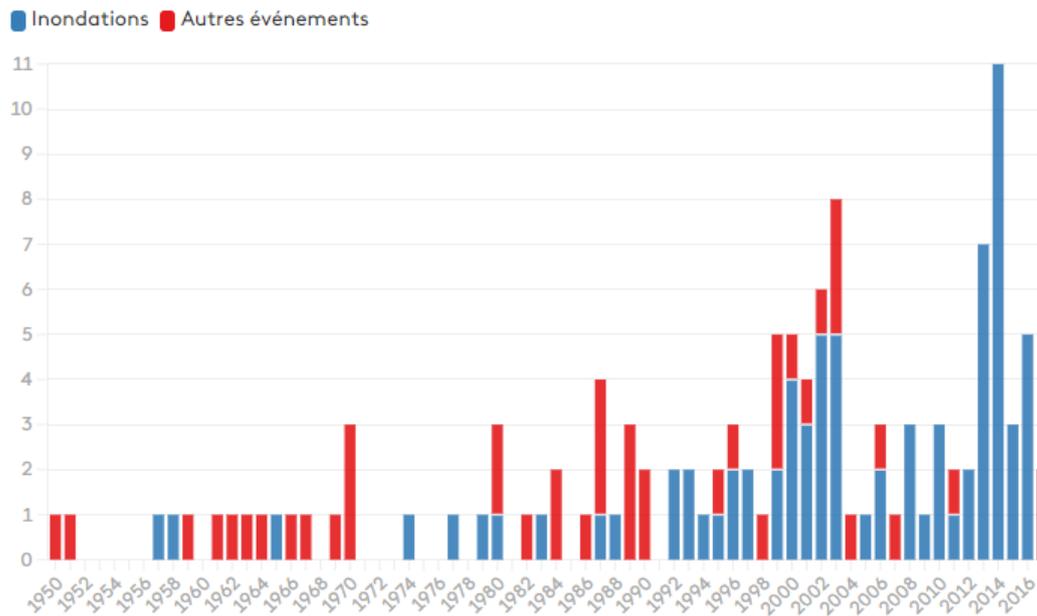
- **Notes de base**

Des études pertinentes prévoient une tendance à l'augmentation de la fréquence et de l'intensité des intempéries (figure 6).

A ce sujet, /franceinfo 2020/ : "Les risques augmentent en raison du changement climatique, y compris sur le territoire français, comme en témoignent les données du ministère de la Transition écologique et solidaire. Le rapport de janvier indique que la fréquence annuelle des "accidents très graves" - faisant plus de 10 victimes et/ou causant plus de 30 millions d'euros de dégâts - a presque quadruplé au cours des 20 dernières années : D'un événement par an entre 1950 et 1996, nous sommes passés à 3,6 sur la période 1997-2017. Cependant, depuis la collecte de ces données, les ouragans Maria et Irma ont balayé les Antilles, la ville de Cannes a de nouveau été submergée, la

¹⁸ World nuclear news, 14 novembre 2023, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/ASN-to-extend-deadline-for-upgrades-to-900-MWe-rea>

France a connu plusieurs vagues de chaleur (parfois le même été), une inondation dans l'Aude a fait de gros dégâts...").



Source: [Ministère de la Transition écologique](#)

franceinfo:

Figure 6 : Evolution du nombre d'événements naturels très graves survenus en France (Ayant fait plus de 10 morts ou plus de 30 millions d'euros de dommages) /franceinfo 2020/

Les inondations extrêmes, les sécheresses et les tempêtes, qui étaient rares auparavant, deviennent de plus en plus fréquentes, rendant les mesures de protection de l'industrie conçues auparavant de plus en plus obsolètes. Les risques climatiques pour les centrales nucléaires ne seront pas linéaires ou prévisibles. Si l'élévation du niveau de la mer, les ondes de tempête et les fortes pluies sapent la protection contre les inondations sur les côtes et à l'intérieur des terres, les barrières naturelles et construites atteindront leurs limites.

"La Commission américaine de régulation nucléaire conclut que la grande majorité de ses sites nucléaires n'ont jamais été conçus pour faire face aux futurs impacts climatiques auxquels ils seront confrontés, et que beaucoup ont déjà connu quelques inondations. Un récent rapport de l'US Army War College indique également que les installations nucléaires risquent fortement d'être fermées temporairement ou définitivement en

raison des menaces climatiques - avec 60% de la capacité nucléaire américaine menacée par une future hausse du niveau de la mer, des tempêtes violentes et des pénuries d'eau de refroidissement.

Avant même de penser à construire de nouvelles centrales nucléaires, l'industrie doit considérer comment les modèles d'événements météorologiques extrêmes et les impacts climatiques futurs sont susceptibles de les affecter. Non seulement ils devraient tenir compte de l'évolution des modèles météorologiques au fil des saisons, des années et des décennies, mais ils devraient aussi essayer d'envisager le pire en termes de potentiel d'événements extrêmes soudains". /UCL 2021/

En raison du réchauffement climatique, l'augmentation des périodes de chaleur et de sécheresse peut avoir un impact négatif sur la disponibilité de l'eau de refroidissement des centrales nucléaires et donc sur leur performance. Les projections du GIEC¹⁹ indiquent qu'à l'avenir, la production des centrales thermiques situées au bord de lacs et de rivières sera particulièrement sensible au réchauffement climatique. Elles pourraient être soumises à des restrictions d'eau plus fréquentes, la température des sorties d'eau dépassant de plus en plus les limites fixées par les autorités. Les centrales européennes, notamment celles du sud de la France, pourraient enregistrer les plus forts pourcentages d'augmentation de jours secs consécutifs /IAEA 2022/. La situation est évaluée de manière similaire par METEO FRANCE pour 2023 (figure 7) :

¹⁹ GIEC - Le Groupe d'experts intergouvernemental sur l'évolution du climat

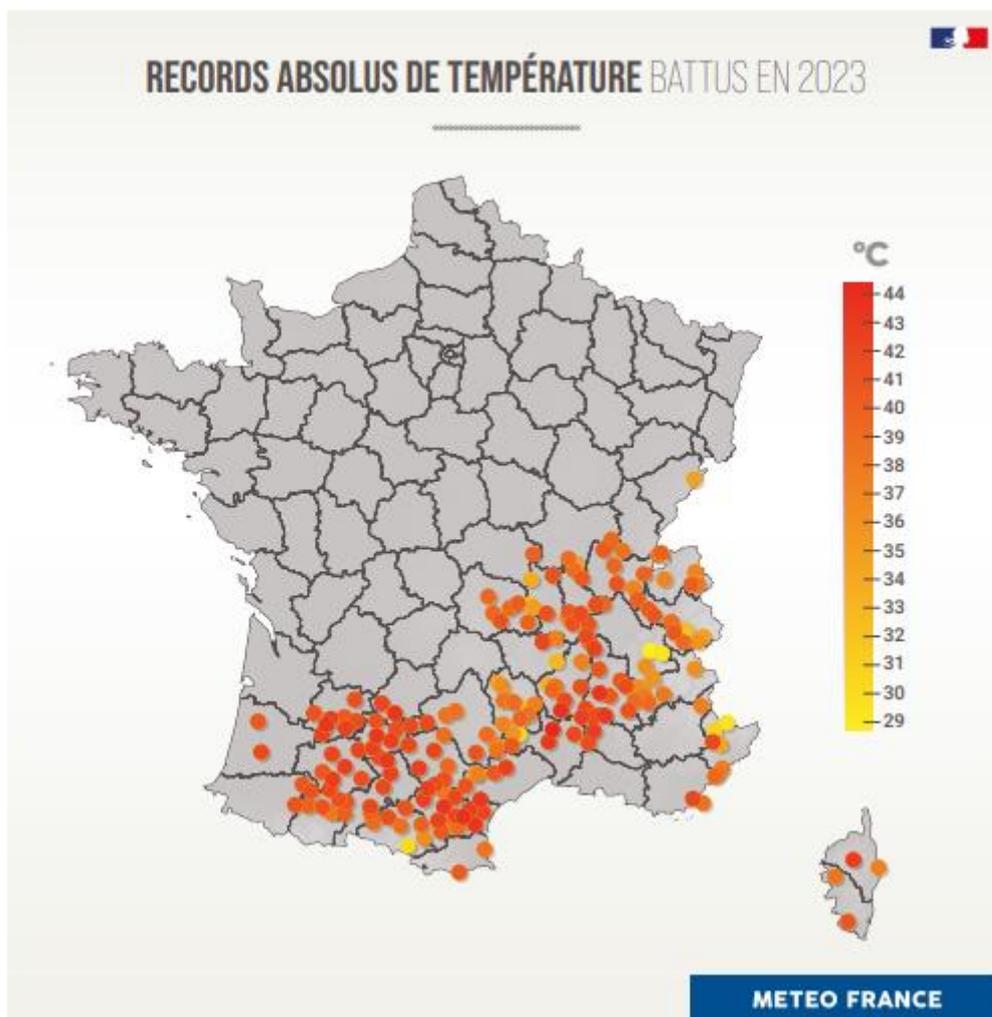


Figure 7 : Records de température en 2023 en France²⁰

La situation s'est aggravée en raison de la sécheresse et de la chaleur en Europe en 2023. Les centrales nucléaires ont besoin d'eau de refroidissement prélevée dans les cours d'eau et renvoyée après utilisation. Pour répondre aux exigences environnementales, la température de l'eau et le débit ne doivent pas dépasser certaines limites lors du recyclage. Il est donc nécessaire de réduire temporairement la puissance de certaines centrales nucléaires, ce qui a notamment été le cas durant l'été 2022. Afin de garantir la stabilité du réseau, l'autorité française ASN a autorisé pour

²⁰ BILAN CLIMATIQUE DE L'ANNÉE 2023, presse@meteo.fr

cinq centrales nucléaires un relèvement temporaire de ces limites jusqu'à la mi-septembre (Golfech sur les bords de la Garonne, Blayais sur les bords de la Gironde et Saint-Alban, Bugey et Tricastin sur le Rhône) /GRS 2023/.

En ce qui concerne la protection des installations contre les effets d'événements extrêmement rares, WENRA /2013/ précise pour les nouvelles centrales nucléaires : "... les dangers extérieurs rares et extrêmes qui peuvent survenir en plus de la base de conception générale doivent être pris en compte dans l'analyse de sûreté, à moins qu'ils ne puissent être exclus (...)". Il est également précisé que "les dangers extérieurs rares et graves s'ajoutent à la base générale de conception et constituent des événements plus exigeants ou moins fréquents".

Il s'agit d'une situation similaire à celle entre Design Basis (DB) et Design Extension Conditions (DEC). Elles doivent être prises en compte dans la conception, mais l'analyse pourrait être plus réaliste que conservatrice.

Les séismes font partie des risques naturels auxquels les installations nucléaires doivent résister. Les mesures de protection contre les séismes sont prises dès la phase de conception de l'installation et sont réexaminées tous les dix ans dans le cadre des réexamens périodiques de sûreté en France, afin de tenir compte de l'évolution des connaissances et des modifications de la réglementation.

En France, la caractérisation du risque sismique auquel doit faire face toute installation nucléaire repose sur une approche déterministe décrite dans la règle fondamentale de sûreté RFS 2001-01²¹. Cette règle est complétée par le guide ASN 2/01²² qui fixe les règles de dimensionnement pour la protection parasismique des ouvrages de génie civil.

La méthode consiste à

- d'une part, déterminer le "séisme maximal historiquement vraisemblable" (SMHV), qui correspond à une période de retour d'environ 1.000 ans. Ce séisme peut être

²¹ ASN : Règle fondamentale de sûreté n°2001-01 relative aux installations nucléaires de base, [Règle fondamentale de sûreté 2001-01 du 31 mai 2001 \(french-nuclear-safety.fr\)](https://www.asn.fr/content/download/53919/368017/version/1/file/Regle_fondamentale_de_surete_2001-01_du_31_mai_2001_(french-nuclear-safety.fr))

²² ASN (2006) : Considération du risque sismique pour la conception des bâtiments de génie civil des centrales nucléaires, à l'exception de l'évacuation des déchets radioactifs de longue durée (Guides de L'ASN 2/01). Disponible sur <https://www.asn.fr/content/download/53919/368017/version/1/file/Guide+ASN+0201+conception+parasismique.pdf>

considéré comme le plus fort séisme "de mémoire d'homme" constaté dans la région concernée.

- Ensuite, le séisme majoré de sécurité (SMS) est défini, ce qui correspond à une augmentation de la magnitude du SMHV de 0,5 sur l'échelle de Richter. En outre, le SMS est positionné de manière conservatrice aussi près que possible de la centrale nucléaire dans la zone sismotectonique correspondante.

Après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima, l'ASN a demandé à EDF de vérifier la robustesse de ses centrales nucléaires à un niveau de sismicité encore plus élevé, le "séisme noyau dur" (SND), pour lequel les principales fonctions de sécurité doivent continuer à être assurées. Les mouvements du sol (accélérations) correspondant au SND doivent être supérieurs à ceux du SMS augmenté de 50% et supérieurs à ceux des séismes de période de retour de 20.000 ans.

En ce qui concerne la digue qui protège la centrale nucléaire du Tricastin, EDF a constaté en 2017 qu'en cas de séisme atteignant le niveau SMS, il existe un risque de défaillance d'une section de la digue. Les inondations qui résulteraient d'une telle défaillance pourraient éventuellement entraîner un accident de fusion dans les quatre réacteurs de la centrale nucléaire du Tricastin /ASN 2019c/.

Le 27 décembre 1999, une forte tempête s'est produite à proximité de la centrale nucléaire "Le Blayais", sur les rives de l'estuaire de la Gironde. Les lourdes vagues poussées par la tempête, qui ont coïncidé avec des niveaux d'eau élevés dans l'estuaire de la Gironde, ont dépassé le scénario le plus pessimiste envisagé lors de la conception du site pour le protéger des **inondations**, ce qui a entraîné une grave inondation du site. Plusieurs locaux souterrains abritant des équipements importants pour la sûreté ont été inondés. Cette inondation partielle a remis en question les bases de dimensionnement définies dans le règlement de base de sûreté (RBS) français I.2.e pour la protection des centrales nucléaires françaises contre les inondations externes, notamment en ce qui concerne les inondations et les combinaisons d'inondations prises en compte pour la conception. Elle a également mis en évidence certaines faiblesses dans les mesures existantes mises en œuvre, notamment en ce qui concerne les digues de protection, la protection des systèmes et composants importants pour la sûreté, les systèmes d'alerte et l'organisation des secours. Suite à cet incident, EDF a lancé, en plus des mesures de protection immédiates pour la centrale nucléaire du Blayais, un examen complet de la protection de toutes les centrales nucléaires françaises contre les inondations externes.

- **Exigences spécifiques à remplir pour la protection contre les aléas naturels**

- Selon le niveau de référence WENRA T4.2-T4.4 /WENRA 2021/, les installations nucléaires doivent être conçues pour résister à aléas naturels (comme les séismes, les inondations) avec une probabilité de dépassement d'au moins 10^{-4} par an. L'événement de dimensionnement déterminé doit être comparé à des événements historiques afin de vérifier que les événements historiques extrêmes sont entourés d'une marge suffisante par la base de dimensionnement. Les valeurs des paramètres de conception doivent être développées sur une base conservatrice.
- Lors de la détermination des agressions externes à l'installation au moyen d'analyses des dangers spécifiques au site, toutes les incertitudes ainsi que l'évolution prévisible du site doivent être prises en compte.
Il faut partir du principe que le changement climatique déjà intervenu a une influence sur l'intensité et la fréquence d'apparition d'au moins une partie des sources de danger citées (par ex. températures élevées de longue durée, pluies extrêmes, tempêtes extrêmes,) .
- La conception des dispositifs de sécurité doit se baser sur :
 - a) les effets les plus graves des actions extérieures à supposer ;
 - b) les particularités des actions extérieures de longue durée ;
 - c) les combinaisons de plusieurs actions extérieures à supposer (p. ex. séisme, inondation, tempête, foudre) entre elles ou les combinaisons de ces actions avec des événements internes à l'installation (p. ex. rupture de canalisation, incendies dans l'installation, cas de courant de secours). Ces combinaisons doivent être supposées lorsque les événements à combiner peuvent avoir un lien de cause à effet ou lorsque leur survenance simultanée peut être envisagée sur la base de la probabilité et de l'ampleur des dommages.
- La robustesse des dispositifs de sécurité doit également être démontrée pour des agressions externes à l'installation dépassant les limites de conception extrêmes.
- Les effets "cliff-edge"²³ (effets falaise) sont à exclure.

²³ "cliff-edge effect, in a nuclear power plant, is an example of severely abnormal plant behaviour caused by a abrupt transition from one plant status to another following a small deviation in a plant parameter, and thus a sudden large variation in plant conditions in response to a small variation in an input". /IAEA 2006/

3.2.2 les agressions d'origine anthropique

- **Notes de base**

Avec l'attaque de la Russie contre l'Ukraine, des scénarios considérés jusqu'ici comme peu réalistes se sont produits. Le risque d'accidents catastrophiques s'est encore aggravé.

Avec la guerre en Ukraine, les installations nucléaires civiles sont devenues pour la première fois la cible directe et indirecte de conflits armés. La Russie a clairement fait savoir que les règles internationales interdisant les actes de guerre autour des centrales nucléaires ne peuvent être maintenues que tant que tous les acteurs se sentent liés par elles. Les installations nucléaires deviennent une menace particulière dans de tels cas /BASE 2022/.

- **Exigences spécifiques à remplir pour la protection contre les agressions externes**

- En l'état des connaissances scientifiques et techniques en France, les exigences en la matière de /ASN 2000/ sont en principe représentatives pour la démonstration de la sûreté des centrales nucléaires contre les chutes accidentelles d'avion.
- Dans le cas où la démonstration de la sûreté contre les chutes d'aéronefs se fonde sur une analyse de la fréquence des chutes justifiée par le site, l'actualité de l'analyse des risques correspondante doit être garantie.
- L'évacuation de la chaleur résiduelle du cœur du réacteur et de la piscine des assemblages combustibles doit également être garantie en cas de chute d'avion importante dépassant les limites de conception.

Pour une période plus longue, il est plus difficile d'exclure les conflits armés. C'est pourquoi les risques supplémentaires doivent être pris en compte de manière appropriée, entre autres

- Crash d'un avion militaire chargé d'armes.
- Utilisation de drones télécommandés chargés d'explosifs.

Des armes plus modernes et plus destructrices que ce que l'autorité supposait jusqu'à présent pourraient également tomber entre les mains de terroristes et être utilisées.

3.2.3 Conception des dispositifs de sécurité

Les exigences déterminantes pour la conception et l'exploitation des dispositifs de maîtrise des accidents majeurs (niveau de sécurité 3) concernent

- **le concept de défaillance unique**
 - Les dispositifs de maîtrise des événements de niveau de sûreté 3 doivent en principe être redondants de manière à ce que les fonctions de sécurité nécessaires à la maîtrise de l'événement soient suffisamment efficaces, même si, en cas de demande, les conditions suivantes se présentent
 - une défaillance isolée se produit dans un dispositif de sécurité à la suite d'une défaillance accidentelle, et que
 - il existe en même temps une indisponibilité dans un dispositif de sécurité, agissant en combinaison avec la défaillance unique, suite à des mesures de maintenance.
 - La simultanéité de la défaillance unique et du cas de maintenance ne devrait pas être présumée s'il est prouvé que les mesures de maintenance des dispositifs de sécurité pendant l'exploitation d'une centrale nucléaire n'entraînent pas de dégradation significative de la fiabilité de la fonction de sûreté concernée dans de telles conditions d'exploitation²⁴.
 - Le concept de défaillance unique s'applique en principe aussi aux composants passifs²⁵. Toutefois, la défaillance de composants passifs d'une installation

²⁴ Le respect du critère de défaillance unique pendant la maintenance en service n'est exigé que pour le système de protection du réacteur ("Reactor protection system"), selon l'exigence E10.7 de WENRA /WENRA 2021/. Pour les autres dispositifs de sécurité, cette exigence ne s'applique que si les règles d'exploitation correspondantes décrivent les mesures de maintenance en cours d'exploitation comme autorisées. Des mesures de maintenance à court terme peuvent toutefois être autorisées si les procédures correspondantes sont définies dans les règles d'exploitation et s'il est prouvé que la fiabilité de l'exécution de la fonction de sûreté concernée n'est pas affectée pendant ces mesures.

²⁵ Glossaire de sûreté de l'AIEA

Terminologie employée en sûreté nucléaire

et en radioprotection: Composant passif

Composant dont le fonctionnement ne dépend pas d'un apport d'énergie extérieur (actionnement, mouvement mécanique ou alimentation électrique, par exemple).

dans le cadre du concept de défaillance unique ne doit pas être présumée si les exigences de qualité nécessaires sont respectées et prouvées lors de la conception, de la construction et de l'exploitation.

- **la protection contre les défaillances de cause commune :**

- Les dispositifs de sûreté doivent être installés ou protégés séparément dans l'espace, de manière à empêcher toute défaillance dépassant le cadre de la redondance en cas d'agressions internes (p. ex. incendie, inondation interne) ou externes (p. ex. tremblement de terre, inondation) dépassant le cadre de la redondance.
- Une défaillance multiple des dispositifs de sûreté au niveau de sûreté 3 doit être exclue. Les dispositifs de sûreté redondants pour lesquels des possibilités de défaillances dues à une cause commune ont été identifiées doivent être conçus de manière diversifiée, dans la mesure où cela est techniquement possible.
- Les systèmes de sûreté ou les dispositifs redondants d'un système de sûreté doivent être efficaces indépendamment les uns des autres. Les interconnexions entre de tels systèmes ne sont autorisées que si un avantage en matière de sûreté est ainsi démontré.
- Les systèmes auxiliaires et d'alimentation des dispositifs de sûreté doivent être conçus de manière fiable et protégés contre les aléas de manière à garantir la haute disponibilité requise des dispositifs de sûreté à alimenter.

- **l'efficacité indépendante des niveaux de sûreté**

- Dans le concept de défense en profondeur²⁶ (figure 9), les niveaux de sûreté doivent être efficaces indépendamment les uns des autres. Les mesures et dispositifs du niveau de sûreté 4 ne doivent en principe pas être utilisés pour compenser les déficits du niveau de sûreté 3.
- L'exigence d'indépendance s'applique également aux systèmes auxiliaires et d'alimentation. Les défaillances des systèmes auxiliaires et d'alimentation ne doivent pas entraver l'exécution des fonctions de sûreté.

²⁶ Des explications sur le concept de défense en profondeur (Defence-in Depth-Concept) sont disponibles sur /IAEA 2016/ et /WENRA 2013/ : Le concept de défense en profondeur est le concept de sûreté fondamental pour la conception et l'exploitation des centrales nucléaires.

- **l'indépendance des réacteurs dans les installations comportant plusieurs tranches**
 - Des précautions doivent être prises pour minimiser les interactions entre les bâtiments qui contiennent des éléments importants pour la sûreté (y compris les lignes électriques et de commande).
 - Les systèmes de sûreté ne doivent en principe être efficaces que par tranche.
 - Les systèmes auxiliaires et d'alimentation, dans la mesure où ils sont nécessaires au fonctionnement du système de sûreté concerné, sont soumis aux exigences de séparation physique et d'indépendance applicables aux systèmes de sûreté.

- **Exigences essentielles pour les mesures et dispositifs de sécurité de niveau 4**
 - Le niveau de sûreté 4 comprend
 - au niveau de sûreté 4a, les mesures et dispositifs visant à maîtriser les incidents de niveau de sécurité 3 non maîtrisés conformément à la conception (états de l'installation résultant de défaillances multiples des dispositifs de sûreté).
 - au niveau de sûreté 4b, les mesures et dispositifs visant à atténuer les conséquences des accidents de fusion du cœur. En particulier, la fonction de barrière de l'enceinte de confinement doit être assurée dans les conditions d'un accident de fusion nucléaire.
 - Les mesures et dispositifs du niveau de sûreté 4 doivent être largement indépendants ("Shall be independent, to the extent practicable, of those used in more frequent accidents" /IAEA 2016/) de ceux du niveau de sûreté 3. Ils doivent être fiables et efficaces dans les conditions d'états d'installations dépassant les limites de conception. Les mesures et dispositifs du niveau de sûreté 4a doivent être conçus de manière à exclure les effets falaise.
 - D'une manière générale, les mesures et les équipements ne doivent pas être utilisés pour compenser les déficits du niveau de sûreté 3 en amont. En cas de déficits au niveau de sûreté 3, il faut donc parvenir à une amélioration substantielle de la fiabilité des dispositifs du système de sûreté.

Levels of defence in depth	Objective	Essential means	Associated plant condition categories (for explanation - not part of original table)
Level 1	Prevention of abnormal operation and failures	Conservative design and high quality in construction and operation	Normal operation
Level 2	Control of abnormal operation and detection of failures	Control, limiting and protection systems and other surveillance features	Anticipated operational occurrences
Level 3	Control of accident within the design basis	Engineered safety features and accident procedures	Design basis accidents (postulated single initiating events)
Level 4	Control of severe plant conditions, including prevention of accident progression and mitigation of the consequences of severe accidents	Complementary measures and accident management	Multiple failures Severe accidents
Level 5	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive material	Off-site emergency response	

Niveau	Objectif	Principales mesures	État correspondant de l'installation
1	Prévention des anomalies de fonctionnement et des défaillances des systèmes	Conception prudente (dimensionnement avec marges) et qualité de la construction et de l'exploitation de l'installation	Fonctionnement normal
2	Détection des défaillances et maîtrise des anomalies de fonctionnement	Systemes de régulation, de protection, de contrôle (maintien de l'installation dans son domaine de fonctionnement normal) et de surveillance (prévention des défaillances)	Anomalies de fonctionnement ou défaillances
3	Maîtrise des accidents (jusqu'aux « accidents de dimensionnement »)	Systemes de sauvegarde et procédures accidentelles	Accidents jusqu'aux « accidents de dimensionnement » (événement initiateur unique)
4	Maîtrise des accidents graves, prévention de la progression des accidents et limitation des conséquences	Mesures complémentaires et management de l'accident (procédures U et moyens matériels associés, GIAG, PUI)	Défaillances multiples Accidents de fusion du cœur
5	Limitation des conséquences radiologiques en cas de rejet de substances radioactives	Gestion de la crise radiologique hors du site (PPI)	Accidents avec rejet

Figure 9 : Le concept de défense en profondeur appliqué à la mise au niveau de réacteurs existants /WENRA 2013/.

4 Exemples d'événements liés à la sûreté et d'enseignements tirés de l'exploitation des centrales nucléaires en France

La base d'une exploitation sûre des centrales nucléaires est l'interaction de facteurs humains, techniques et organisationnels (organisation homme-technique) dans l'optique de la sûreté. La mise en réseau de ces facteurs dans le but d'agir en fonction de la sûreté constitue la base d'une culture de sûreté élevée nécessaire. Il incombe au titulaire de l'autorisation de maintenir cette culture de sûreté et de l'améliorer en permanence dans le sens d'un système autodidacte.

Cependant, comme le montrent les expériences tirées d'incidents liés à la sûreté lors de l'exploitation de centrales nucléaires en France, on constate des lacunes à cet égard.

Les causes des événements liés à la sûreté dans les centrales nucléaires françaises sont essentiellement dues à

- des erreurs dans la conception des composants de la centrale et une exécution incorrecte sur le chantier,
 - un entretien défectueux,
 - une erreur humaine.
- **Dommages importants pour la sûreté dans le système d'injection de sécurité des centrales nucléaires françaises**

Dans de nombreuses tranches de réacteurs français, des fissures ont été constatées sur des soudures dans les systèmes d'alimentation de sécurité (figure 10).

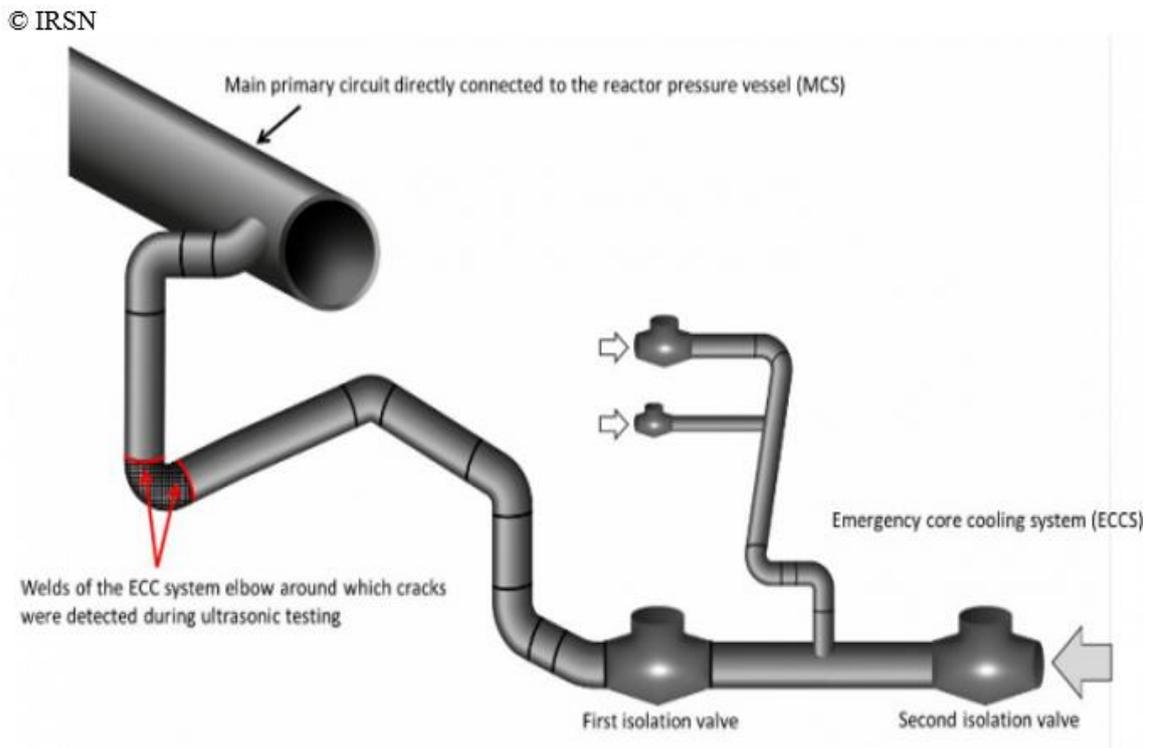


Figure 10 : Emplacement des tronçons de tuyauterie présentant des défauts

Les dommages ont été constatés pour la première fois dans le cadre des contrôles de sûreté décennaux du réacteur à eau pressurisée de Civaux-1.

Selon EDF, sont particulièrement sensibles au phénomène de corrosion (situation en août 2022)

- les conduites du système d'injection de sécurité, qui se trouvent dans la branche froide, et les conduites d'aspiration du système de post-refroidissement des réacteurs de type N4 (respectivement deux tranches de 1.450 MW à Chooz B et Civaux) ;
- les lignes du système d'injection de sécurité situées dans la branche froide des réacteurs de type P'4 (au total douze tranches de 1.300 MW sur les sites de Belleville, Cattenom, Golfech, Nogent-sur-Seine et Penly).

En l'état actuel des connaissances, les systèmes correspondants des réacteurs de type P4 (1 300 MW) et des réacteurs de 900 MW ne sont guère sensibles à cette forme de corrosion sous contrainte. La stratégie de contrôle prévoit donc de donner la priorité aux réacteurs de type N4 et P'4.

L'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) a informé le 07.03.2023 d'une déclaration actualisée de l'exploitant EdF concernant de nouvelles constatations de corrosion sous contrainte dans la tranche 3 de la centrale nucléaire de Cattenom ainsi que dans les centrales nucléaires de Civaux, Chooz B et Penly. Dans le cadre de l'avancement des investigations, une fissure a été découverte dans la tranche 1 de la centrale nucléaire de Penly, qui se trouve - comme dans les autres réacteurs concernés - à proximité d'une soudure d'une tuyauterie du système d'injection de sécurité. Contrairement aux fissures trouvées jusqu'à présent, celle-ci se situe dans l'une des branches chaudes du réacteur. Jusqu'à présent, EdF estimait que les conduites situées dans les branches froides étaient particulièrement exposées au phénomène de corrosion.

De plus, la fissure découverte dans la tranche 1 de la centrale nucléaire de Penly est nettement plus profonde que toutes les autres fissures trouvées jusqu'à présent : elle s'étend sur 155 mm, ce qui correspond à environ un quart de la circonférence de la conduite ; sa profondeur maximale est de 23 mm pour une épaisseur de paroi de 27 mm.

La présence d'une fissure de cette dimension ne permet plus de démontrer la résistance de la tuyauterie, selon l'ASN. Toutefois, la démonstration de sûreté du réacteur prend en compte la rupture de cette tuyauterie. Cela signifie que l'installation est conçue de

manière à garantir le refroidissement du cœur du réacteur même en cas de rupture d'une telle conduite.

L'autorité de sûreté a classé la découverte de Penly-1 comme événement INES-2 en raison de la probabilité accrue d'une rupture de conduite et des conséquences possibles pour la sûreté. Les fissures dans les autres réacteurs mentionnés au début ont été catégorisées comme événement INES-1.

L'autorité de surveillance ASN a fait savoir le 16 mars 2023²⁷ qu'EdF avait présenté une révision de la stratégie de contrôle et de réparation que l'exploitant avait soumise en décembre. Cette révision s'inscrit dans le contexte de la découverte récente de fissures sur des soudures, notamment celle de Penly-1. Une fissure particulièrement longue et profonde avait été découverte dans une conduite considérée jusqu'à présent comme non sujette à la corrosion sous contrainte ; la soudure concernée avait toutefois été réparée à deux reprises lors de la construction du réacteur²⁸. En outre, l'examen de sections de conduites déjà découpées a également révélé deux fissures dont la structure laisse supposer que la fatigue thermique en est la cause de ces fissures.

– **Pertinence des dommages pour la sûreté**

Si les fissures atteignent une certaine taille en fonctionnement continu, une fuite ou une rupture de l'une des conduites concernées peut se produire - notamment en cas de charge mécanique supplémentaire. Comme il existe une liaison directe entre l'emplacement des fissures et le circuit primaire, il se produirait alors un incident de perte de réfrigérant.

Il est possible d'imaginer des scénarios dans lesquels des charges mécaniques agissent simultanément sur toutes les lignes concernées du système d'injection de sécurité, par exemple en cas de séisme majeur. Si, dans un tel cas, plusieurs de ces lignes devaient être arrachées simultanément, des dommages au cœur, voire une fusion du cœur, ne pourraient être évités que si d'autres mesures d'urgence pour le refroidissement du réacteur pouvaient être mises en œuvre avec succès.

²⁷ L'ASN précise ses attentes sur la stratégie de contrôle d'EDF face au phénomène de corrosion sous contrainte (CSC), Publié le 16/03/2023

²⁸ <https://www.powerinfotoday.com/europe/civaux-1-2-france/>

La fissure découverte dans la tranche 1 de la centrale nucléaire de Penly est nettement plus profonde que toutes les autres fissures trouvées jusqu'à présent : Elle s'étend sur 155 mm, ce qui correspond à environ un quart de la circonférence de la conduite ; sa profondeur maximale est de 23 mm pour une épaisseur de paroi de 27 mm. Cette fissure a été découverte dans une conduite qui, jusqu'à présent, était considérée comme non sujette à la corrosion sous contrainte. Avec cette configuration de fissure, la résistance de la tuyauterie ne peut plus être démontrée selon l'ASN.

Les déclencheurs possibles des fissures sont la fatigue thermique, la corrosion sous contrainte, les vibrations entravées. Les dommages dus aux vibrations mécaniques et aux pulsations doivent être évités dans la mesure du possible dès la phase de planification et de montage par des mesures préventives. Les constats existants nécessitent une réparation appropriée.

Des vibrations ont également été constatées sur l'EPR, et plus précisément sur la ligne d'expansion du pressuriseur²⁹.

- **Dans une contribution /ASN 2017b/, l'ASN fait état d'une série d'incidents importants pour la culture de sûreté et la sécurité des centrales nucléaires au cours des dernières années en France :**
 - Problèmes de conformité
 - Plusieurs anomalies techniques détectées par EDF sur divers équipements
 - Générateurs diesel Systèmes auxiliaires
 - Tuyaux d'incendie
 - La plupart de ces anomalies sont liées à un manque de résistance aux tremblements de terre et existent depuis la construction des centrales
 - Anomalies du taux de carbone dans les composants forgés de grande taille
 - Examen de tous les composants lourds forgés

²⁹ Le pressuriseur est relié au RCS par une ligne d'expansion vers la partie chaude de la boucle 3 du RCS. La ligne d'expansion permet des ajustements continus du volume de réfrigérant et de la pression entre le pressuriseur et le RCS. /ANP 2005/

- Plusieurs fonds de GV affectés
- Haute probabilité de ségrégation de carbone
- Résultats des tests de Charpy avec entaille en V (environ 30J à 0°C) : pas de conformité avec la réglementation française sur un composant de qualification
- Cuve du réacteur EPR
 - Risque potentiel : fracture rapide, Acceptable mais CND périodique requis ; pas réalisable sur le couvercle => Obligation de remplacer le couvercle avant 2024
- **Irrégularités de fabrication et suspicions de falsifications /ASN 2017c/ Plusieurs cas de non-conformité dans les produits fabriqués au Creusot**
 - Nouveau GV³⁰ à Gravelines - Demande de l'ASN de vérifier les fichiers → Irrégularité détectée dans un fichier non marqué.
 - Le système de supervision actuel ne prend pas en compte la possibilité de falsifications.
 - Analyse des anomalies détectées dans les dossiers de fabrication à l'usine Creusot Forge pour les composants installés dans les réacteurs en service³¹ : " Suite à la détection d'anomalies dans certains dossiers de fabrication à l'usine Areva NP Creusot Forge en 2016, l'ASN a ordonné à EDF, par sa résolution 2017-DC-0604 du 15 septembre 2017, d'adresser à l'ASN le rapport de revue des dossiers de fabrication des composants forgés par l'usine Creusot Forge pour chaque réacteur en fonctionnement et pas plus tard que deux mois avant le redémarrage consécutif à son prochain arrêt de rechargement. EDF a transmis le rapport de réexamen comme demandé par la résolution du 15 septembre 2017. Certains éclaircissements complémentaires seront envoyés à l'ASN dans le courant de l'année 2019. L'examen par l'ASN des écarts mis en évidence par ce réexamen, qui a débuté en 2017 et s'est poursuivi en 2018, a donné lieu à des demandes de justification complémentaires mais n'a pas révélé d'écart nécessitant la réparation ou le remplacement immédiat d'un équipement.

³⁰ GV - Générateur de vapeur

³¹ RAPPORT de l'ASN sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France en 2018

Des demandes ont été faites pour des inspections sur site et des essais représentatifs ultérieurs afin de confirmer les justifications apportées par EDF et les éléments correspondants seront examinés en 2019. Par ailleurs, des données relatives aux alliages produits par la fonderie du site industriel du Creusot, demandées à EDF par la résolution susmentionnée, seront analysées en 2019.

- En 2018, l'ASN a finalisé l'instruction du dossier relatif à l'anomalie détectée sur le fond d'un générateur de vapeur du réacteur 2 de Fessenheim. Suite à la découverte de cette anomalie, l'ASN a suspendu le certificat d'essai du générateur de vapeur le 18 juillet 2016, ce qui a eu pour effet de mettre ce réacteur à l'arrêt. En juillet 2017, Areva NP a transmis un dossier démontrant la résistance mécanique du composant concerné".
- Dans une contribution, l'ASN fait état d'une série d'incidents importants pour la culture de sûreté et la sécurité des centrales nucléaires au cours des dernières années en France.³²

De même, les différents rapports de résultats des missions OSART (par ex. à Flamanville 1,2³³ ou à Dampierre³⁴) ont fait état de défaillances constatées dans le domaine de la gestion d'exploitation.

L'état de sûreté d'une centrale nucléaire est essentiellement déterminé par les interactions entre l'homme, la technique et l'organisation (concept MTO). Les déficits existants dans les installations de 1300 MWe en France par rapport aux exigences actuelles sont renforcés par des lacunes dans la gestion de la sécurité, comme cela a également été constaté dans le cadre de la mission OSART et mis en évidence par les incidents énumérés. Les événements liés aux irrégularités et aux falsifications ont une grande importance négative pour l'évaluation de l'état de sûreté des centrales nucléaires en France. Le fait qu'un

³² ASN, Olivier GUPTA, La sûreté nucléaire en France, Les défis à venir, EUROSAFE 2017

³³ RAPPORT DE LA MISSION DE L'OPERATIONAL SAFETY REVIEW TEAM (OSART) À LA CENTRALE NUCLÉAIRE DE FLAMANVILLE 1&2 FRANCE 6 - 23 OCTOBRE 2014 ET MISSION DE SUIVI 28 NOV- 2 DEC 2016

³⁴ RAPPORT DE L'ÉQUIPE DE REVUE DE SÉCURITÉ OPÉRATIONNELLE (OSART) MISSION AU DAMPIERRE NUCLEAR POWER PLANT FRANCE 31 août au 17 septembre 2015 AND FOLLOW-UP VISITES 20 au 24 février 2017

certain nombre d'incidents trouvent leur origine dès la conception et la construction indique en outre des lacunes dans le contrôle continu de la sûreté. Comme nous l'avons déjà constaté, il existe des doutes évidents quant à la sûreté des tranches de 1300 MW en raison de leur conception déficiente par rapport aux exigences actuelles, doutes qui sont encore renforcés par les expériences d'exploitation négatives.

- **Autres expériences d'exploitation ayant une incidence sur la sûreté :**

- Inondations internes aux centrales nucléaires du Blayais et de Fessenheim /IRSN 2015b/

"Les deux événements qui se sont produits aux centrales nucléaires de Fessenheim (avril 2014) et du Blayais (mars 2014) ont révélé une certaine faiblesse des bâtiments électriques des réacteurs nucléaires vis-à-vis des risques d'inondation interne, malgré les mesures de protection mises en œuvre pour s'en prémunir. Ces événements ont également montré que la documentation de sûreté fixant les exigences en matière d'étanchéité des ouvertures était incomplète et soulignait les limites du programme de maintenance préventive. EDF a donc entrepris d'améliorer la documentation de sûreté et les programmes de maintenance pour mettre ses installations en conformité. Suite à l'examen technique de l'IRSN, EDF a défini un plan d'action visant principalement à s'assurer que les informations contenues dans la base de données relative aux ouvertures soumises aux exigences d'étanchéité étaient exhaustives et conformes, à réaliser des inspections des ouvertures et à rectifier les éventuels défauts de conformité détectés. EDF va également mettre à jour son programme de maintenance.

Elle a entrepris de mettre à jour sa documentation de sûreté, d'inspecter et de corriger tout manque de conformité concernant les ouvertures de tous les bâtiments des centrales nucléaires pour l'ensemble de son parc de réacteurs. Tous les écarts de conformité concernant les bâtiments électriques des réacteurs de 900 MW devraient être comblés d'ici 2016. Ces travaux devaient se poursuivre jusqu'en 2018 pour les autres bâtiments des réacteurs de 900 MW et pour les bâtiments des réacteurs de 1 300 et 1 450 MW."

- Par une résolution du 25 février 2019, l'ASN a enjoint formellement à EDF de produire et de sauvegarder les preuves de qualification des équipements du réacteur EPR de Flamanville.³⁵

"Conformément au décret d'autorisation de création de l'installation, EDF doit qualifier les équipements importants pour la sûreté nucléaire sur le réacteur EPR de Flamanville. Le but de la qualification est de démontrer que l'équipement installé dans l'installation est capable de fonctionner dans toutes les conditions dans lesquelles il est utilisé (température, humidité, radioactivité, etc.), et plus spécifiquement en cas d'accident. Cette qualification est principalement basée sur des études et des tests. Elle doit être documentée et tracée comme l'exige l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (connu sous le nom d'"arrêté INB") et doit être démontrée avant la mise en service de l'installation.

A la suite d'une inspection le 24 octobre 2017, l'ASN a informé EDF que la qualification de l'équipement dépendait notamment du traitement et de la levée des réserves de qualification identifiées par EDF et ses fournisseurs. Les inspecteurs de l'ASN avaient plus particulièrement observé que la traçabilité du traitement et de la levée de ces réserves était insuffisante. Lors d'une nouvelle inspection menée par l'ASN le 5 décembre 2018, l'ASN a constaté les mêmes manquements.

Depuis lors, EDF a entrepris de se conformer aux dispositions de l'"arrêté INB" et les actions qu'elle propose de mener sont considérées comme satisfaisantes par l'ASN. L'ASN a néanmoins décidé d'émettre un avis formel afin d'assurer un suivi rapproché de ces actions, de manière à ce que la qualification des équipements soit démontrée dans un délai suffisamment court avant la mise en service du réacteur EPR de Flamanville.

L'ASN contrôlera périodiquement l'avancement du plan d'action mis en œuvre par EDF".

- Déviations sur les lignes de vapeur de l'EPR de Flamanville : les huit gaines de pénétration devront être réparées.³⁶

Dans un courrier du 19 juin 2019, l'ASN a informé EDF que, à la lumière des nombreux écarts constatés dans la production des soudures de pénétration de l'EPR

³⁵ Mises à jour réglementaires ASN avril 2019

³⁶ Mises à jour réglementaires ASN juillet 2019

de Flamanville, celles-ci devraient être réparées.

En 2018, EDF avait proposé une approche visant à justifier le maintien de ces soudures en l'état. L'ASN a alors considéré que l'issue d'une telle approche était incertaine et avait demandé à EDF de commencer des opérations préparatoires avant la réparation des cales situées entre les deux murs de l'enceinte de confinement du réacteur.

L'approche d'EDF a été examinée par l'ASN, avec l'appui technique de l'IRSN, y compris la consultation du groupe d'experts des équipements sous pression nucléaires (GP ESPN).

Dans son avis du 11 avril 2019, le GP ESPN a notamment considéré que la nature et le nombre particulièrement élevé de déviations dans la conception et la fabrication de ces soudures constituaient des obstacles majeurs à l'application d'une approche de pré-exclusion de rupture.

Dans une lettre datée du 7 juin 2019, EDF a demandé à l'ASN son avis sur la possibilité de réparer ces fissures aux alentours de 2024, après la mise en service du réacteur. Dans sa lettre du 19 juin, l'ASN note que la réparation des soudures de pénétration avant la mise en service du réacteur est techniquement réalisable. L'ajournement des opérations de réparation jusqu'après la mise en service du réacteur poserait un certain nombre de problèmes, notamment en ce qui concerne la démonstration de la sécurité du réacteur pendant la période intérimaire. L'ASN considère donc que la réparation des soudures concernées avant la mise en service du réacteur est la solution de base.

L'Institut de sûreté nucléaire français (IRSN) a confirmé que les problèmes de soudures signalés par EDF le (mardi) sont susceptibles d'affecter principalement les réacteurs dont les générateurs de vapeur ont été remplacés depuis 2008, notamment ses plus anciens réacteurs de 900MW.³⁷

- Un événement significatif affectant le générateur diesel d'urgence sur les centrales de Civaux, Gravelines et Paluel ³⁸

"Un événement significatif de sûreté nucléaire concernant un défaut de résistance au séisme des tuyauteries des groupes électrogènes diesel de secours des centrales de Civaux, Gravelines et Paluel a été classé au niveau 2 sur l'échelle INES

³⁷ ICS (Londres), Rebecca Gualandi. 2019/09/11

³⁸ ASN Information notice, Publié le 14/05/2019

par l'ASN.

Chaque réacteur dispose de deux groupes électrogènes diesel de secours qui fournissent une alimentation électrique redondante à certains systèmes de sécurité en cas de perte de l'alimentation électrique hors site, plus particulièrement à la suite d'un tremblement de terre.

L'événement significatif concerne un risque d'endommagement des tuyauteries en raison de leur contact potentiel avec les structures d'ingénierie civile des groupes électrogènes diesel de secours en cas de tremblement de terre. Ce dommage pourrait conduire à la rupture de ces conduites et à la défaillance des groupes électrogènes diesel d'urgence.

EDF a initialement détecté cette anomalie à la fin du mois d'octobre 2018 sur l'un des deux groupes électrogènes diesel de secours des réacteurs 2 et 3 de la centrale de Tricastin. Le 6 mai 2019, EDF a informé l'ASN que, suite à une caractérisation, elle concernait également les deux groupes électrogènes diesel d'urgence des réacteurs des centrales de Civaux, Gravelines et Paluel ainsi qu'un des deux groupes électrogènes diesel d'urgence des réacteurs des centrales de Fessenheim, Cruas, Saint-Laurent-des-eaux et Nogent, du réacteur 3 de la centrale de Dampierre, des réacteurs 2 et 3 de la centrale de Tricastin et du réacteur 1 de la centrale du Blayais.

Des réparations ont été effectuées sur les réacteurs concernés, à l'exception d'un groupe électrogène diesel d'urgence pour le réacteur 4 de la centrale de Paluel, actuellement à l'arrêt. Cette anomalie sera corrigée avant le redémarrage du réacteur.

Plus particulièrement au cours de ses inspections, l'ASN vérifie que ces réparations sont effectuées de manière satisfaisante".

– Donzère-Mondragon digue du canal, Tricastin³⁹

" Dans une résolution datée du 25 juin 2019, l'ASN demande à EDF de réaliser des renforcements supplémentaires sur une partie de la digue du canal de Donzère-Mondragon protégeant la centrale nucléaire du Tricastin et de s'assurer que cette partie de la digue est surveillée.

Le 27 septembre 2017, l'ASN a ordonné l'arrêt temporaire des quatre réacteurs de

³⁹ Mise à jour réglementaire ASN juillet 2019

la centrale en raison du risque de défaillance d'une portion de 400 mètres de la digue du canal, en cas de séisme, qui pourrait conduire à un accident de fusion nucléaire dans les réacteurs, tout en rendant particulièrement difficile le déploiement des moyens de gestion d'urgence sur site et hors site.

Après le renforcement de la partie concernée par EDF, afin de s'assurer qu'elle puisse résister au séisme majoré de sécurité (SMS), l'ASN a approuvé le redémarrage des réacteurs en décembre 2017.

EDF prévoit d'effectuer des travaux supplémentaires sur cette digue afin qu'elle puisse résister au séisme extrême défini après l'accident de Fukushima. La résolution adoptée par l'ASN le 25 juin 2019 exige que ces travaux de renforcement soient réalisés au plus tard à la fin de l'année 2022. En attendant, elle réglemente également certaines des actions à mener par EDF, plus particulièrement :

- la surveillance renforcée de la digue;
 - les démarches à entreprendre en cas d'augmentation du niveau piézométrique ;
 - le maintien des ressources humaines et matérielles (remblai, machines de construction, etc.) afin que le travail nécessaire puisse être effectué pour réparer tout dommage résultant d'un tremblement de terre".
- Conception insuffisante des passerelles contre les charges sismiques

Selon les études menées par EDF le 23 novembre 2018, en cas de séisme, les passerelles adjacentes aux bâtiments du réacteur tomberaient sur des composants nécessaires au fonctionnement des générateurs de vapeur (tuyauteries, câbles électriques, etc.). Le refroidissement du réacteur serait alors menacé.

L'ASN a classé cet événement comme INES-1 et des dispositions ont été prises pour remédier à la vulnérabilité /ASN 2018/.

- Déficiences dans la sécurité sismique des générateurs diesel de secours dans les réacteurs des centrales de 1300MWe

Le 20 juin 2017, EDF a déclaré à l'ASN un événement significatif de sûreté de niveau 2 sur l'échelle INES relatif à la possible indisponibilité des groupes électrogènes diesel de secours des réacteurs de 1300 MWe en cas de séisme.

L'IRSN constate /IRSN 2017/ qu'un séisme de niveau SMS⁴⁰ (voire SMHV⁴¹), associé à une perte potentielle des alimentations électriques externes, pourrait conduire à terme à une fusion du cœur du réacteur. La piscine de stockage du combustible usé serait également touchée /IRSN 2017/.

– Remplacement nécessaire des générateurs de vapeur

Il est prévu d'installer de nouveaux générateurs de vapeur dans toutes les centrales nucléaires de 1300 MWe /EDF 2005/. L'état actuel du remplacement n'est pas connu.

La rupture d'au moins un des tubes du générateur de vapeur (GV) doit pouvoir être maîtrisée de manière fiable par le système de sécurité existant. En cas d'autres erreurs supposables dans le déroulement de l'incident, il existe en principe le risque d'atteindre une situation d'accident pouvant aller jusqu'à un état de fusion du cœur. En conséquence, il convient d'éviter à titre préventif des dommages importants dus à la corrosion sur les tubes des GV en service. Dans ce sens, il convient d'éviter à titre préventif les modes d'exploitation susceptibles d'entraîner des états de corrosion sur les tubes des GV. Les états de corrosion ou les impuretés à l'origine de la corrosion dans les générateurs de vapeur sont toutefois inhérents au système et ne peuvent donc pratiquement pas être exclus.

La Commission allemande de sûreté des réacteurs constate, en ce qui concerne la situation des dommages sur les tubes dans les générateurs de vapeur, que "dans le mécanisme de dommage de la corrosion sous contrainte, une progression rapide des fissures est en principe possible. Dans ce contexte, il ne peut être exclu que le mécanisme d'endommagement de la corrosion fissurante sous contrainte puisse entraîner, au cours d'un cycle d'exploitation, l'apparition de fissures pénétrant localement dans la paroi". /RSK 2019/

C'est pourquoi il faut également mettre en œuvre des stratégies de prévention des états de corrosion pour les "nouveaux" générateurs de vapeur déjà en service dans les réacteurs de 1300 MWe en France et démontrer l'absence de fissures induites par la contrainte sur les tubes des générateurs de vapeur pendant la période d'exploitation prévue.

⁴⁰ SMS - "Séismes Majorés de Sécurité"

⁴¹ SMHV - "Séismes Maximaux Historiquement Vraisemblables"

Les générateurs de vapeur, en tant qu'interface entre le circuit primaire et le circuit secondaire, jouent en outre un rôle important dans la rétention des substances radioactives, en particulier dans des conditions accidentelles. La rupture des tubes des générateurs de vapeur dans des conditions accidentelles constitue un risque de séquences dites de contournement de l'enceinte de confinement. De telles situations doivent pratiquement être exclues.

- Aptitude des câbles dans des conditions accidentelles

Comme expliqué précédemment, les réacteurs de 1300 MWe n'ont pas été conçus à l'origine pour résister aux contraintes d'un accident de fusion du cœur.

Il n'est pas possible d'évaluer dans quelle mesure les câbles non interchangeables (câbles de puissance, câbles de contrôle-commande) peuvent être affectés par des charges résultant d'accidents sans consulter les schémas électriques. Toutefois, dans le cas où des câbles pourraient être exposés à de telles conditions, il conviendrait de les qualifier pour des conditions accidentelles avant de commencer le LTE.

5 Évaluation de l'état de la sûreté des réacteurs de 1300 MWe en France à la lumière de la mise à niveau envisagée en préparation de la LTE

L'approbation par les autorités d'une centrale nucléaire pour une LTE en France dépend en premier lieu des résultats d'un examen de la sûreté de l'installation par rapport à sa situation de vieillissement actuelle, des prévisions de vieillissement pour la LTE envisagée ainsi que des conditions de sûreté à atteindre et à remplir pour la LTE. Il convient notamment de soumettre à une évaluation approfondie les structures, systèmes et composants qui sont nécessaires pour remplir les fonctions de sûreté à tous les niveaux de sûreté du concept de défense en profondeur.

5.1 Évaluation critique de l'état de sûreté pouvant être atteint par les mises à niveau prévues sur les réacteurs français de 1300 MWe

L'exigence d'un renforcement de la sûreté des centrales nucléaires dont la durée de vie est prolongée en continu dans le cadre de réexamens périodiques de la sûreté jusqu'à la durée de vie prévue se fonde sur une amélioration progressive de la sûreté, également dans le but de s'aligner sur le niveau de sûreté des nouvelles installations. En accord avec les explications françaises, on peut donc s'attendre à ce qu'après le 4e cycle de contrôle de la sûreté du réexamen périodique, c'est-à-dire après avoir atteint la durée de vie prévue de 40 ans d'exploitation, les centrales nucléaires présentent, en cas de LTE, un niveau de sûreté correspondant largement à l'état de sûreté d'une nouvelle installation (EPR).

Les mesures de mise à niveau prévues dans l'ensemble pour les 1300 MWe ont le potentiel de contribuer à l'amélioration de la fiabilité des structures, des systèmes et des composants des centrales nucléaires concernées. Les mesures se concentrent essentiellement sur l'élimination des points faibles identifiés en cours d'exploitation, l'identification des problèmes d'obsolescence et de vieillissement des structures, des systèmes et des composants, leur suivi et, si possible, leur élimination, sur des améliorations ponctuelles visant à accroître la robustesse de l'installation contre les aléas internes et externes (en l'occurrence, notamment par l'installation du "noyau de sécurité renforcé" ("noyau dur", détails sur le "noyau de sûreté renforcée" cf. Annexe 2), ainsi qu'à l'atténuation des effets d'éventuels scénarios de fusion du cœur par l'installation de dispositifs de rétention et de refroidissement d'un cœur en fusion dans le cas de scénarios de fusion du cœur supposés.

D'autres mesures visent également à améliorer la culture de sûreté.

Exemples sur les mises à niveau dans les centrales nucléaires de 1300 MWe en France:

- Améliorations apportées aux centrales nucléaires de 1300 MWe suite à l'évaluation et au transfert de l'expérience acquise lors de l'exploitation de centrales nucléaires en France et à l'étranger, par exemple
 - Amélioration des systèmes importants pour la sûreté, en particulier dans le domaine de l'alimentation électrique de secours, des soupapes de sûreté des pressuriseurs, de l'alimentation des générateurs de vapeur ainsi que des filtres à sable de l'enceinte de confinement ;

- Renforcement de la protection contre les agressions internes et externes, notamment augmentation de la résistance sismique des tuyauteries d'alimentation de secours des générateurs de vapeur, amélioration de la protection contre l'incendie ;
 - Améliorer les conditions de la radioprotection ;
 - Remplacement des générateurs de vapeur ;
 - Extension de la classification des matériaux.
- Exemples de mises à niveau suite à des contrôles de sécurité périodiques
 - Amélioration de la gestion des incidents par la possibilité d'un arrêt automatique des pompes principales de refroidissement au cours de certains incidents ;
 - Modification des conditions de fonctionnement des générateurs de vapeur ;
 - des mises à niveau fondamentales par rapport à la conception initiale / Ferraro 2015 /. Il s'agissait notamment de la mise à niveau de systèmes tels que
 - un turbo-alternateur LLS entraîné par de la vapeur vive par tranche et
 - un générateur de secours TAC par site
 - Améliorer la fiabilité des diesels de secours ;
 - Installation de recombineurs d'hydrogène autocatalytiques passifs ;
 - Renforcement des sas de confinement, amélioration de l'étanchéité des traversées de confinement
 - Assurer la fiabilité de l'ouverture des vannes du pressuriseur en cas d'accident grave ;
 - Mesures visant à empêcher le vidage de la piscine de stockage de combustible BE⁴² et la mise à nu des éléments de combustible ;
 - Remplacer les soupapes par des soupapes qui résistent aux conditions d'accident ;

⁴² BE - élément combustible

- Améliorations de la protection sismique et de la protection contre les inondations et les incendies ;
- Améliorer la résistance des constructions et des équipements aux effets climatiques tels que les vents forts ou la banquise.

5.2 Déficits fondamentaux des réacteurs de 1300 MWe par rapport aux exigences en vigueur en matière de maîtrise des incidents (niveau de sûreté 3)

– Degré de redondance et défaillances uniques

Le système de sécurité des centrales nucléaires de 1300 MWe est en principe à deux niveaux (n+1 degré de redondance). Cela concerne entre autres les dispositifs de

- post-refroidissement côté primaire (RRA, RRI, SEC)⁴³
- complément de liquide de refroidissement côté primaire en cas de panne de perte de liquide de refroidissement (RIS)
- Refroidissement du confinement en cas d'incident de perte de réfrigérant (EAS, RRI, SEC)
- Refroidissement du bassin de stockage (PTR).

Un degré plus élevé de redondance en ce qui concerne les dispositifs de sécurité active est disponible pour les fonctions de sécurité de l'alimentation du générateur de vapeur côté secondaire (ASG) ainsi que de la boration côté primaire et de l'alimentation en eau d'étanchéité des pompes de refroidissement principales (RCV). , mais la conception de ces fonctions du système est également fondamentalement à deux volets.

Il n'est pas prévu de faire évoluer les systèmes de sûreté vers un degré de redondance (n+2), y compris pour les dispositifs d'alimentation électrique.

En ce qui concerne les dispositifs d'alimentation électrique de secours, on constate que le degré de redondance de l'alimentation électrique de secours est également conçu (n+1). Le faible degré de redondance de l'alimentation électrique de secours est compensé , pour certaines fonctions nécessaires à la sûreté, par des

⁴³ Pour la signification des codes de centrales électriques, voir annexe 1.

dispositifs entraînés par de la vapeur vive indépendants de l'alimentation électrique de secours (turbo-pompes d'alimentation côté secondaire) ou par une alimentation électrique de secours supplémentaire par LLS (turbo-alternateur entraîné par de la vapeur vive), à condition qu'une pression de vapeur vive suffisante soit disponible pour entraîner les systèmes.

Dans l'intervalle, c'est-à-dire jusqu'à la réalisation du "noyau dur", il est prévu d'utiliser des générateurs diesel DUS (diesel d'ultime secours). Ces générateurs diesel doivent notamment fournir la puissance nécessaire au fonctionnement d'une pompe d'alimentation de secours en eau et d'une pompe d'alimentation de la cuve du réacteur. En outre, la puissance doit être suffisante pour alimenter les armatures de fermeture du bâtiment ainsi que la ventilation de la salle de commande, du bâtiment des installations auxiliaires et du bâtiment du bassin de stockage BE.

Pour les nouvelles installations, comme l'EPR, un degré de redondance plus élevé (n+2) est en revanche exigé, ce qui permettrait également de maîtriser les événements en cas de maintenance simultanée. Dans ces installations, une maintenance préventive (planifiée) est également autorisée pendant l'exploitation de la puissance des installations. Pour de telles périodes, le degré de redondance disponible est réduit en conséquence à (n+1). Toutefois, la maintenance préventive pendant le fonctionnement en puissance n'est autorisée que si diverses conditions limites restrictives sont respectées, comme par exemple le fait que les autres redondances soient disponibles dans une mesure telle que le critère de défaillance unique soit satisfait pendant la durée de l'opération de maintenance, que les mesures de maintenance préventive soient en principe effectuées pendant les phases de fonctionnement au cours desquelles une demande de ce dispositif n'est pas prévue ou peu probable, par exemple pendant le fonctionnement hors puissance, ou que l'indisponibilité totale des équipements qui en résulte soit limitée dans le temps.

Dans l'ensemble, un degré de redondance plus élevé augmente nettement la fiabilité des dispositifs du système de sécurité pour la maîtrise des événements de niveau de sûreté 3, parce qu'il existe un plus grand nombre de dispositifs et que, par conséquent, plusieurs erreurs ou indisponibilités survenant indépendamment les unes des autres n'entraînent pas la perte de la fonction requise du système.

Pour la conception (n+1) inchangée, la fiabilité suffisante de la maîtrise des événements au niveau de sûreté 3 doit donc être remise en question en relation avec les autres points faibles présents au niveau de sûreté 3. Sans une fiabilité suffisante

des dispositifs du système de sûreté, il existe une probabilité nettement plus élevée que les processus d'événements à supposer au niveau de sûreté 3 ne soient pas maîtrisés conformément à la conception, mais qu'il en résulte des processus d'accidents dépassant la conception avec une défaillance multiple des dispositifs de sûreté.

En ce qui concerne l'efficacité requise du système de sûreté, les événements classés PCC2⁴⁴ à PCC4 dans /ASN 2000/ pour l'EPR doivent être pris en compte et analysés globalement dans les conditions des réacteurs de 1300 MWe, conformément aux dispositions de l'ASN.

– **Défaillances de cause commune, diversité des fonctions de sûreté**

La protection contre les défaillances de cause commune est réglée de manière exhaustive pour les nouveaux réacteurs dans les exigences applicables à l'EPR /ASN 2000 français. Le chapitre A 2.2 stipule notamment : "Une attention particulière doit être accordée à la minimisation des possibilités de défaillances de cause commune. La séparation physique et spatiale doit être appliquée dans la mesure du possible. Les fonctions de support (énergie, contrôle, refroidissement, etc.) doivent également être indépendantes dans la mesure du possible. Une attention particulière doit être accordée à la redondance et à la diversité des alimentations électriques. En outre, des dispositions (y compris la diversité matérielle et logicielle) doivent être mises en œuvre au niveau de l'architecture globale d'instrumentation et de contrôle afin de limiter les défaillances de cause commune induites par le logiciel".

Il conviendrait donc de prendre des dispositions générales pour réduire la probabilité d'occurrence des défaillances de cause commune de telle sorte qu'il ne soit pas nécessaire de supposer une défaillance multiple des dispositifs de sûreté.

- Les dispositifs de sûreté redondants, pour lesquels des possibilités de défaillances dues à une cause commune peuvent être identifiées, doivent être conçus de manière diversifiée, dans la mesure où cela est techniquement possible.

En ce qui concerne la protection contre les agressions envahissantes internes, tels que l'incendie ou l'inondation interne

⁴⁴ PCC - Plant Conditions Category /ASN 2000/

- En cas d'agressions internes croisées, les sous-systèmes redondants des dispositifs de sûreté doivent être séparés physiquement ou protégés de manière à empêcher toute défaillance commune à la redondance.

Les inondations internes spécifiques sont donc surtout possibles dans les locaux d'une centrale nucléaire traversés par des canalisations à grand débit d'eau. De telles inondations internes peuvent se produire en cas de fuite, de rupture de conduite ou de vanne mal actionnée. Cela devient important pour la sûreté si d'autres systèmes de sûreté se trouvent dans le local concerné et peuvent être mis hors service par l'inondation (par exemple par l'apparition de courts-circuits électriques). Un exemple en a été donné par l'infiltration d'eau dans un canal de liaison lors de la mise en service de Cattenom-1 à l'automne 1986. L'importance toujours élevée des événements dus à des inondations internes s'est également manifestée lors de deux événements survenus dans les installations de Fessenheim et du Blayais en 2014, cf. /IRSN 2015a/. Lors de ces deux événements, les installations électriques ou de contrôle-commande ont été affectées par un dégagement d'eau interne. L'événement du Blayais a également révélé un déficit générique potentiel de toutes les installations françaises de 900 et 1300 MWe. Dans le cadre de travaux de modernisation, des percements de parois avaient été remplacés par le passé, mais l'étanchéité requise pour empêcher le passage de l'eau d'une pièce à l'autre n'avait pas été rétablie conformément au dimensionnement. Par la suite, EDF a lancé un programme de vérification⁴⁵ pour toutes les installations potentiellement concernées afin de vérifier la conformité des traversées de paroi. Aucune information supplémentaire n'est toutefois disponible sur l'état de la vérification ou sur les résultats concrets concernant les installations de 1300 MWe.

En ce qui concerne la conception diversifiée des dispositifs de sûreté de niveau 3, il convient de noter qu'un générateur de secours TAC diversifié est disponible pour l'alimentation en énergie électrique en cas de défaillance des diesels de secours requis par la conception. Le site dispose ainsi d'une installation d'alimentation de

⁴⁵ Plan d'action d'EdF pour éliminer les vulnérabilités potentielles liées aux "inondations internes" dans toutes les installations françaises :

Pour les bâtiments électriques des réacteurs de 900 MWe, la remise en conformité devrait être terminée en 2016. Concernant les autres bâtiments des réacteurs de 900 MWe et les bâtiments des réacteurs de 1300 et 1450 MWe, les échéances de remise en conformité vont s'étaler jusqu'en 2018. " ; La sûreté et la radioprotection du parc électronucléaire français en 2014, Le point de vue de l'IRSN

secours diversifiée par rapport à l'alimentation de secours normale. Cependant, celle-ci n'est disponible que pour une seule ligne pour toutes les unités et n'est pas qualifiée sur le plan sismique, elle n'est donc pas disponible pour la maîtrise d'un séisme de dimensionnement (niveau de sûreté 3). La TAC n'est pas non plus en mesure d'alimenter tous les dispositifs de sûreté éventuellement nécessaires au niveau de sûreté 3.

En ce qui concerne la fonction de sûreté de l'évacuation de la chaleur du côté secondaire par les pompes d'alimentation turbo existantes, il existe, en plus des pompes d'alimentation à entraînement électrique, une conception diversifiée concernant les entraînements de l'alimentation en eau. Toutefois, l'alimentation par les pompes d'alimentation turbo n'est disponible que dans des conditions d'installation avec une pression de vapeur vive suffisante dans le système secondaire. Le fonctionnement du LLS⁴⁶ est également nécessaire à cet effet. En outre, selon l'état des connaissances, il n'existe pas d'autres dispositifs divers au niveau de sûreté 3 pour les installations électrotechniques et de procédé importantes du point de vue de la sûreté.

Pour les fonctions de sécurité essentielles au niveau de sécurité 3, comme

- Le complément de liquide de refroidissement côté primaire,
- l'évacuation de la chaleur côté primaire,
- l'évacuation de la chaleur du confinement,
- Le refroidissement de la piscine de stockage du combustible

il n'existe pas de systèmes ou d'institutions diversitaires.

En l'état actuel des connaissances, aucune mise à niveau n'est prévue à cet égard.

L'autorité de surveillance fait référence aux mises à niveau prévues en rapport avec le "noyau dur". Or, le noyau dur est classé comme système de 4e niveau de sûreté. Le 4e niveau de sûreté est nécessaire en tant que niveau supplémentaire et indépendant par rapport aux dispositifs du 3e niveau de sûreté. Les dispositifs du 4e niveau de sûreté ne peuvent pas être utilisés pour compenser les lacunes existantes du 3e niveau de sûreté mentionnées ici. Les déficits au niveau de sûreté 3 doivent être considérés comme des restrictions à la maîtrise efficace et fiable des accidents.

⁴⁶ LLS : turbo-alternateur pouvant être entraîné par la vapeur vive produite au secondaire

Dans l'optique d'une conception diversifiée des dispositifs de sûreté, celle-ci est requise dans une mesure qui garantit une grande fiabilité de la maîtrise des événements au niveau de sûreté 3.

– **Indépendance et démaillage**

- Le paragraphe A.2.2 de /ASN 2000/ exige pour les nouveaux réacteurs des mesures visant à garantir l'indépendance des systèmes de sécurité. Cette exigence est également formulée ici concrètement pour les systèmes auxiliaires et d'alimentation. Dans le cas de l'EPR français /ASN 2000/, les exigences en matière de protection contre les défaillances d'origine commune concernent également des composants importants pour la sûreté tels que les tuyauteries, les pompes, les vannes, etc. Le paragraphe F1.2.1 exige à ce sujet : "
- La conception et la disposition des tuyauteries, cuves, réservoirs, pompes et vannes doivent être fondées autant que possible sur le principe de séparation physique ou géographique de manière à empêcher l'aggravation d'un événement initial, en postulant notamment un aggravant en cohérence avec les règles appliquées pour les transitoires, incidents et accidents de référence, et à éviter les défaillances de cause commune dans les systèmes nécessaires pour atteindre et maintenir un état d'arrêt sûr. "

Sur les réacteurs de 1300 MWe, toutes les branches du système d'alimentation de secours secondaire, d'importance centrale, ont recours à un seul réservoir (fig. 11) ; leurs composants passifs sont donc maillés (en partie aussi via une utilisation commune de tuyauteries). Les systèmes d'appoint de réfrigérant côté primaire (RIS, EAS), de rechargement du système primaire (RCV) ainsi que de refroidissement de la piscine de stockage (PTR) ont également recours à un réservoir de stockage unique (PTR) ; ces systèmes sont également maillés dans leurs composants passifs (utilisation partielle de tuyauteries communes).

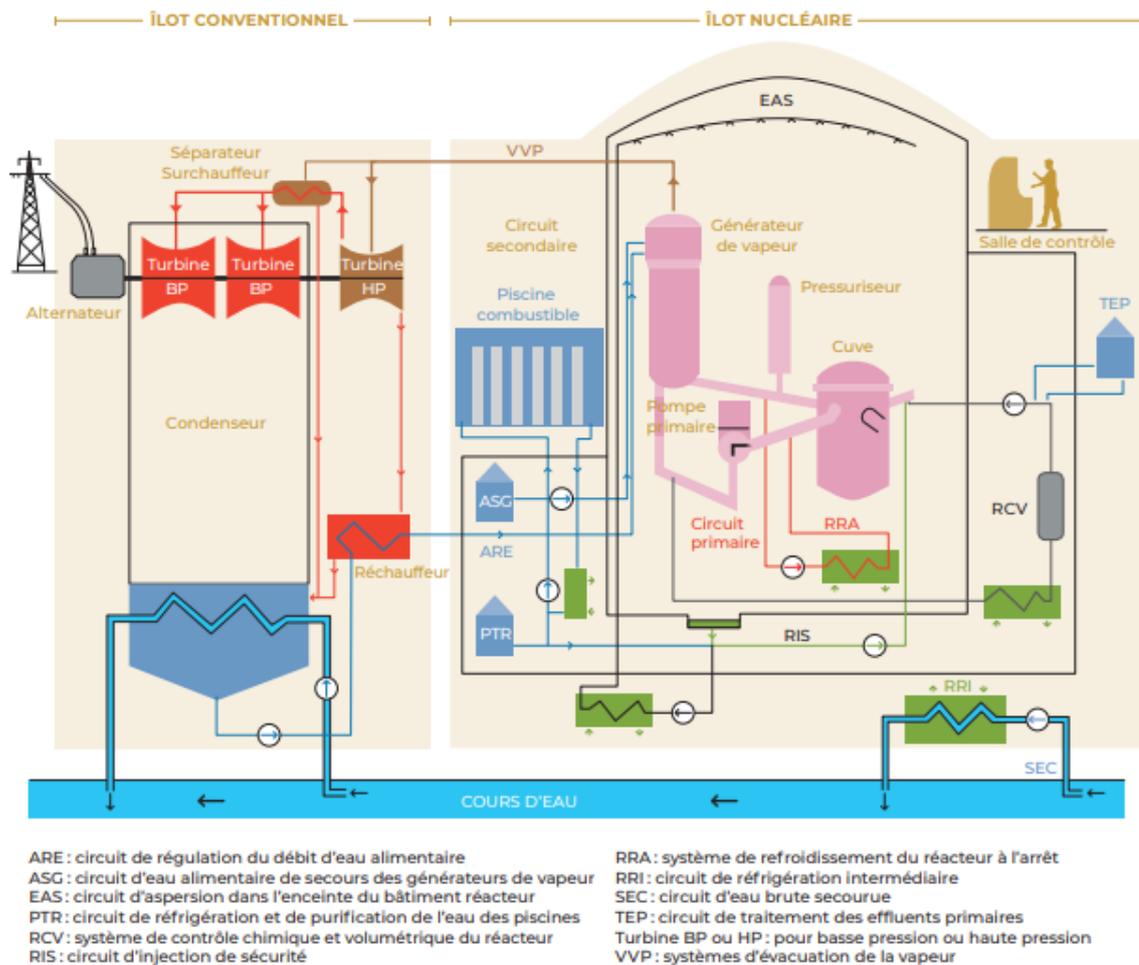


Figure 11 : Représentation des principaux composants d'une centrale nucléaire française⁴⁷

Ceci est considéré comme un point faible particulièrement important du point de vue de la sûreté. Il n'y a donc pas d'indépendance totale de ces systèmes ou de leurs différentes redondances. Si, par exemple, des événements internes tels qu'un incendie ou une défaillance de la tuyauterie, ou encore des influences extérieures, entraînaient une défaillance dans ces domaines, les fonctions de sûreté nécessaires seraient alors totalement hors service.

Pour améliorer l'indépendance des fonctions techniques de sûreté, /ASN 2017/ fait référence aux dispositifs du "noyau dur". Comme indiqué plus haut, le noyau dur est toutefois classé comme système de 4e niveau de sûreté.

⁴⁷ Rapport de l'ASN sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France en 2020

5.3 Déficits de protection contre les aléas externes

Les aléas externes ont le potentiel d'affecter simultanément tous les niveaux de sûreté du concept de défense en profondeur d'une centrale nucléaire. Un concept de protection robuste contre les aléas externes est donc particulièrement important pour la sécurité des centrales nucléaires. Les influences externes (naturelles ou liées à la civilisation) doivent être prises en compte aussi bien lors de la conception des dispositifs de sécurité des centrales nucléaires qu'en tant que déclencheurs potentiels d'incidents. Les exigences correspondantes sont indiquées dans les normes de sûreté de l'AIEA dans /IAEA 2016, Requirement 17/, une liste d'exigences relatives aux agressions externes à prendre en compte lors de la conception des centrales nucléaires figure dans /IAEA 2016a/, notamment pour les tremblements de terre (3.1- 3.4), les inondations (3.18-3.32) et les chutes d'avion (3.44-3.47). En ce qui concerne plus particulièrement la conception contre les agressions naturelles, il est exigé dans /IAEA 2016/ que les effets falaise soient exclus :

"5.21 The design of the plant shall provide an adequate margin to protect items important to safety against levels of external hazards to be considered for design, derived from the hazard evaluation for the site, and to avoid cliff edge effects".

En accord avec les recommandations de l'AIEA, WENRA exige dans le Reference Level E5.2 la prise en compte des agressions externes à l'installation lors de la conception des centrales nucléaires /WENRA 2021/. Selon le Reference Level F2.2 de WENRA, les agressions externes à l'installation hors dimensionnement doivent également être pris en compte dans les considérations.

5.3.1 Agressions externes d'origine naturelle - Tremblements de terre

L'insuffisance du dimensionnement des centrales nucléaires françaises face aux agressions naturelles (séisme) est fortement soulignée dans /Leers 2020/⁴⁸ : "Le nombre

⁴⁸ "La majorité des incidents graves depuis dix ans sur le parc nucléaire EDF est liée à la vulnérabilité des réacteurs en cas de séisme, alors qu'un tremblement de terre près des centrales nucléaires de Cruas (Ardèche) et du Tricastin (Drôme) en 2019 pourrait provoquer la réévaluation à la hausse du risque sismique en France, avertit la note. Le risque sismique affecte tout particulièrement les moteurs diesels de secours des centrales nucléaires, qui fournissent, en cas de panne, l'électricité nécessaire au refroidissement du combustible radioactif. Sur les 17 incidents répertoriés par l'ASN entre 2010 et 2020, 10 concernent les diesels de secours. Mais en suivant le classement des incidents de l'AIEA par couple " incident-réacteur ", ce sont 67 incidents qui concernent les diesels de secours. Des incidents qui ont presque tous eu lieu entre 2017 et 2020". /Leers 2020/

d'incidents graves sur les réacteurs a nettement augmenté depuis 2017. Une majorité d'incidents graves liés au risque de séisme".

En ce qui concerne la conception contre les tremblements de terre, la norme WENRA Reference Level T4.2 exige /WENRA 2021/ : "The exceedance frequencies of design basis events shall be low enough to ensure a high degree of protection with respect to natural hazards. A target value of frequency, not higher than 10^{-4} per annum, shall be used for each design basis event".

/WENRA 2015/ précise que, lors de la détermination d'une telle évaluation, les incertitudes doivent être prises en compte de manière appropriée en choisissant un niveau de confiance élevé :

"Lorsqu'il existe un modèle probabiliste pour définir la relation entre la sévérité du danger et la fréquence, les paramètres de base de la conception doivent être sélectionnés à partir d'un événement dont la fréquence d'occurrence n'est pas supérieure à 10^{-4} /année, avec une prise en compte appropriée des incertitudes. L'utilisation d'un niveau de confiance supérieur à la médiane de la courbe de l'aléa est attendue".

En France, les exigences relatives à la protection des centrales nucléaires contre les charges dues aux séismes sont actuellement celles de la règle fondamentale de sûreté n°2001-01 /ASN 2001/. Selon cette règle, le concept français de protection déterministe contre les charges dues aux tremblements de terre se base sur un "Séisme Maximum Historiquement Vraisemblable" (SMHV) considéré comme le séisme le plus pénalisant susceptible de se produire sur une période comparable à la période historique, soit environ 1000 ans". A partir de là, un séisme de référence, appelé "séisme majoré de sécurité" (SMS), est déterminé. Une équation simple est utilisée en se référant à l'intensité I du séisme sur le site : $I(\text{SMS}) = I(\text{SMHV}) + 1$ Le niveau sismique fixé au minimum selon /ASN 2001/ est de 0,1g, voir également /ASN 2017a, 3.3.3.2.9/.

Conformément à /ENSREG 2012/, les séismes de dimensionnement français pour le site sont déduits de manière purement déterministe sur la base de

- d'un séisme maximum historiquement vraisemblable (SMHV)
- d'un séisme de référence ou séisme majoré de sécurité(SMS) correspondant à $\text{SMS} = \text{SMHV} + 1$

- ainsi que d'un séisme de dimensionnement (Spectre de Dimensionnement - SDD), qui s'oriente sur des spectres considérés comme couvrants, en l'occurrence les spectres de la NRC américaine, qui se basent toutefois sur des conditions sismiques américaines.

En ce qui concerne la conception du "noyau dur", des exigences accrues ont été discutées en France dans le cadre des tests de résistance après Fukushima. Le "noyau dur" doit être conçu contre les séismes comme suit /ASN 2014b/ : "All the Hardened Safety Core SSCs have a specific Safe Shutdown Earthquake called SSE/Tous les SSC appartenant au noyau dur ont un séisme majoré de sécurité spécifique appelé SND. Le SMS est 1,5 fois plus élevé que le SMHV des autres systèmes de sécurité de la centrale. Notez que le **SND** est défini par rapport au SMS en fonction de la sismologie du site. Le facteur 1,5 est de l'ordre de la magnitude des marges entre le séisme maximal historiquement probable (SMHV) et le SMS".

Le Reference Level F4.7 de la WENRA exige en outre que l'évacuation de la chaleur résiduelle du cœur du réacteur et de la piscine de l'assemblage combustible soit également possible en cas d'agressions externes dépassant les limites de conception.

En ce qui concerne la conception de la centrale nucléaire contre les tremblements de terre, les exigences relatives à l'EPR laissent deux alternatives /ASN 2000/ :

- Spectres et valeurs d'accélération spécifiques au site, cf. figure 12 ou
- Conception standardisée contre les séismes d'intensité VIII sur l'échelle MSK

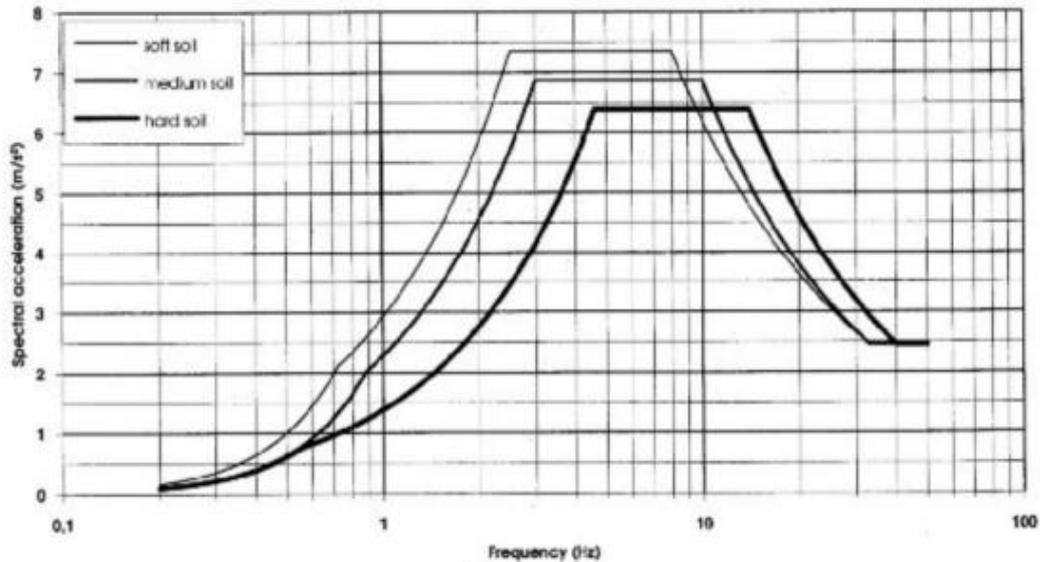


Figure 12 : Spectre sismique EPR (source /ASN 2000/)

Dans l'optique d'une maîtrise conforme à la conception du séisme de dimensionnement SMS (niveau de sûreté 3), différents déficits ont été identifiés dans les installations de 1300 MWe, pour lesquels l'autorité de surveillance a exigé des études ou des rééquipements correspondants. Il s'agit de

- Composants des groupes électrogènes diesel de secours,
- Des parties du circuit de refroidissement intermédiaire des installations nucléaires auxiliaires (RRI),
- les installations du système d'extinction d'incendie (tant dans l'optique d'une maîtrise insuffisante des incendies consécutifs au séisme que dans celle d'une inondation interne d'autres installations importantes pour la sécurité) ainsi que les installations de distribution d'hydrogène dans l'installation.

Dans l'état actuel de l'installation en cas de séisme de dimensionnement, il faut partir du principe qu'il y a

- dans la zone du circuit de refroidissement intermédiaire, il y a une défaillance de la tuyauterie avec une panne du refroidissement de la piscine et une panne d'une branche du refroidissement du réacteur. La fonction système de l'évacuation de la chaleur résiduelle du réacteur n'est donc pas garantie contre les défaillances uniques. En raison de ce déficit, le

refroidissement de la piscine de stockage doit également être considéré comme indisponible au niveau de sûreté 3.

- De plus, en raison d'une défaillance des tuyauteries du système d'extinction d'incendie, il faut s'attendre à une inondation des locaux du système d'eau de refroidissement secondaire, ce qui entraînerait une défaillance complète de la fonction du système d'évacuation de la chaleur résiduelle, tant du réacteur que de la piscine de stockage. En outre, ce déficit peut remettre en question la maîtrise des incendies internes déclenchés à la suite d'un tremblement de terre.
- Les parties du système de tuyauterie d'alimentation en hydrogène de l'installation qui n'ont pas été conçues en conséquence sont susceptibles de présenter une défaillance en cas de séisme de dimensionnement et de libérer l'hydrogène qui en résulte. Cela peut conduire à des combustions d'hydrogène, voire à des explosions d'hydrogène, qui peuvent affecter les équipements nécessaires à la sûreté. De ce fait, la maîtrise de l'événement de dimensionnement conformément à la conception n'est pas non plus prouvée à l'heure actuelle.

En ce qui concerne la preuve des réserves existantes pour les actions sismiques dépassant le cadre de la conception, les réserves introduites dans le cadre de la conception pour couvrir les incertitudes existantes sont créditées. Afin d'augmenter la sûreté en matière de maîtrise des effets sismiques, même dans le domaine dépassant le dimensionnement, il serait essentiel de disposer d'une preuve solide des réserves effectivement présentes dans l'installation. Il faudrait également tenir compte de manière appropriée des incertitudes liées à la définition du séisme de dimensionnement actuel. Sur cette base, il conviendrait d'augmenter encore la robustesse, notamment des dispositifs du système de sécurité qui jouent un rôle central dans la sûreté de l'installation.

Dans l'ensemble, on constate donc des déficits en ce qui concerne les effets sismiques.

- en ce qui concerne la maîtrise, conformément à la conception, du séisme de dimensionnement dû à des écarts de conformité dans le système de refroidissement intermédiaire, dans le système d'extinction

d'incendie ainsi que dans le système de distribution d'hydrogène⁴⁹ dans l'installation,

- en ce qui concerne le faible degré de redondance et de diversité, en particulier des dispositifs garantissant l'alimentation électrique de secours en cas de séisme de référence, et
- en ce qui concerne les réserves faibles et insuffisamment prouvées de manière résistante pour maîtriser les effets dépassant les limites de conception⁵⁰.

Sur la base des informations disponibles, on peut conclure que la sûreté requise selon les exigences actuelles vis-à-vis des actions externes avec une probabilité de dépassement de 10^{-4} par an, compte tenu de toutes les incertitudes, n'a pas été évaluée de manière définitive et complète pour les actions dues aux tremblements de terre.

La probabilité de dépassement du SMHV déterminé de manière déterministe est de l'ordre de 10^{-3} par an, pour le SMS, l'intensité est fixée à un niveau d'intensité supérieur à celui du SMHV. Selon la présentation de l'ASN, une augmentation de l'intensité d'une intensité sur l'échelle MSK signifie en principe environ un doublement des paramètres d'accélération, voir /ASN 2011/. Cela permet donc en principe d'envisager une probabilité de dépassement de l'événement de référence dérivé de l'ordre de 10^{-4} par an, ce qui devrait toutefois être démontré en conséquence.

5.3.2 Agressions naturelles - inondation externe, autres agressions

– Inondation externe

Les exigences de conception des installations françaises contre les inondations étaient jusqu'à présent définies par la règle RFS 1.2.e de 1984. Selon cette règle, les possibilités d'inondation de l'installation sur les sites fluviaux doivent être prises en compte dans les états de crue ainsi que dans la défaillance des barrages. Une crue maximale (Cote Majorée de Sécurité, CMS) est définie selon la RFS 1.2.e par le niveau d'eau le plus élevé

⁴⁹ Les turbogénérateurs sont refroidis à l'hydrogène en raison de ses meilleures propriétés de refroidissement - Les parties de l'installation en contact avec l'hydrogène requièrent une attention particulière afin de manipuler les gaz en toute sécurité et de protéger le personnel et les équipements.

⁵⁰ Les agressions hors dimensionnement résultent d'événements nettement plus importants que les événements de conception de l'installation (p. ex. chute de grands avions, tempêtes violentes, crues graves).

résultant de la crue millénale déterminée avec une fiabilité statistique de 70% avec une marge de sécurité de 15% sur le débit ainsi déterminé (Crue fluviale, CF) ou de la défaillance d'un barrage en amont superposé à une crue centennale (Rupture de Barrage, REB).

En réponse à l'événement d'inondation de l'usine du Blayais⁵¹ en 1999, des événements supplémentaires à prendre en compte ont été introduits. Ceux-ci comprennent la contribution des vents forts aux niveaux de crue des rivières (Influence du Vent, IVF), une remontée de la nappe phréatique (Remontée de la Nappe Phréatique, NP), une défaillance de digues ou de canalisations (Dégradation d'un Ouvrage de Canalisation, DOC), Pluies de Forte Intensité (PFI) et Pluies Régulières et Continues (PRC), défaillance de composants conducteurs d'eau sur l'installation (Rupture de Circuits et d'Equipements, RCE) ainsi que l'apparition de raz-de-marée (Intumescence, INT). En outre, il convient de considérer des scénarios d'inondation d'origine sismique. Pour tenir compte de l'influence des vents forts IVF, on superpose à une crue millénale (intervalle de confiance de 70%) la hauteur des vagues dues aux vents forts avec une vitesse de vent centennale (intervalle de confiance de 70%). La hausse possible du niveau de la nappe phréatique NP est examinée spécifiquement pour chaque site, en particulier dans les conditions de l'événement de crue CMS. Pour les événements pluvieux, on se base comme pluie forte PFI sur l'intervalle de confiance de 95% pour l'événement pluvieux centennial, qui doit être superposé à un niveau d'eau moyen du fleuve. Comme pluie permanente PRC, on prend la moyenne des précipitations sur 24 heures d'un événement pluvieux centennial, à superposer à un niveau de crue centennial.

Il n'existe aucune preuve vérifiable du respect de ces événements.

– **Autres agressions**

Outre les tremblements de terre et les inondations externes, les autres agressions naturelles externes tels que le vent (effets directs et projectiles), la grêle et la foudre sont également prises en compte.

Dans le cadre des contrôles de sécurité périodiques, des études ont été menées sur les dommages potentiels causés par des projectiles en cas de vents violents. Des déficits ont été constatés au niveau des tuyauteries d'aspiration de la pompe d'alimentation de

⁵¹ L'accident de Fukushima au Japon est un événement récent grave.

secours à l'extérieur des bâtiments, du refroidissement par air des diesels de secours, d'autres tuyauteries des diesels de secours, des tuyauteries de liaison et des armatures entre les réservoirs de stockage ASG et SER ainsi que d'autres équipements importants pour la sécurité. Ces déficits doivent avoir été éliminés entre-temps, mais aucune information concrète n'est disponible.

Selon /ASN 2016/, EDF conclut que les projectiles déclenchés par des vents violents ne peuvent pas affecter les bâtiments contenant des équipements importants pour la sécurité. Des vitesses de vent allant jusqu'à 200 km/h ont été étudiées, ce qui doit correspondre à une probabilité de dépassement d'environ 10^{-4} par an.

Des analyses ont également été effectuées sur les effets des charges de neige, de la grêle et de la foudre, mais les résultats ne sont pas non plus disponibles.

Selon l'état actuel de la science et de la technique, la conception d'une installation doit se baser sur des événements de référence dont la probabilité de dépassement est inférieure à 10^{-4} par an, en tenant compte de manière appropriée des incertitudes. Or, il n'existe pas de preuves vérifiables liées au site pour les aléas naturels à considérer.

5.3.3 Crash d'avion accidentel

Selon le Reference Level E5.2 de WENRA /WENRA 2021/, il convient de prendre en compte, en plus des agressions naturelles, les agressions d'origine humaine. Les agressions d'origine humaine comprennent, entre autres : la chute accidentelle d'un avion. Les hypothèses de charge concrètes relatives à la chute d'un avion ne sont pas explicitement présentées dans le WENRA Reference Level.

Selon /ASN 1980, 2001a/, les centrales nucléaires françaises ont été conçues spécifiquement pour chaque site contre les effets des petits avions civils ("les petits avions civils (aviation générale, de masse inférieure à 5,7 tonnes)"), sur la base d'analyses probabilistes de la fréquence de chute des avions.

Concernant les réacteurs de 1300 MWe, il est précisé que : "Ces études statistiques conduisent à la conclusion que, dans la mesure où les structures des centrales standard de 1300 MWe sont concernées, le seul risque à prévoir en France est celui résultant du crash d'un avion d'aviation générale. Deux types d'avions d'aviation générale sont pris en compte dans la conception de ces bâtiments :

- Un projectile 'dur' (avec une action principalement perforante) : moteur (0,2 t) de CESSNA 210 mono-engin (1,5 t à 360 km/h) ;
- Un projectile 'mou' (provoquant principalement un choc d'impact) : le LEAR JET à double guidage (5,7 t à 360 km/h)".

Les exigences actuellement en vigueur en France pour la conception de l'EPR contre les chutes d'avion sont indiquées dans /ASN 2000/ sous forme de fonctions charge-temps (figure 13) :

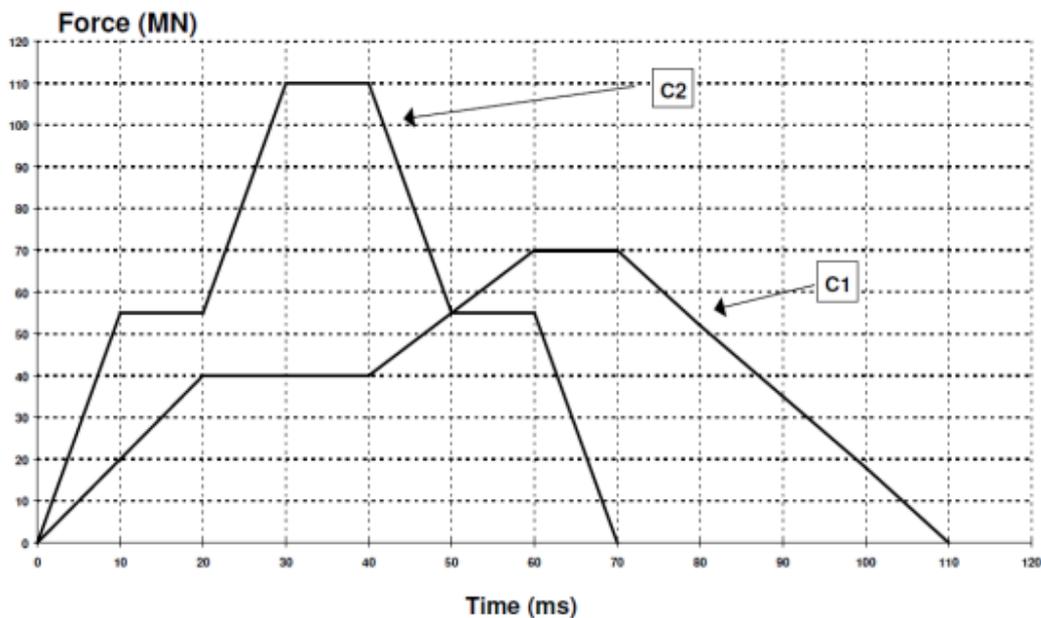


Figure 13 : fonction charge-temps chute d'avion EPR

Les différentes approches de conception contre les chutes d'avion pour les centrales nucléaires existantes en France par rapport à l'EPR peuvent être présentées comme suit :

- "La RFS (RFS-I.2.a. du 05/08/1980) /ASN 1980/ requiert une évaluation de la fréquence des dommages aux trois fonctions de sûreté principales, pour deux types d'avions (Cessna 210 et Learjet 23) du trafic aérien général. La protection est considérée comme acceptable si la fréquence est inférieure à une valeur déterminée, qui est un objectif probabiliste.
- Les Directives Techniques /ASN 2000/ imposent une approche déterministe, basée sur les diagrammes temps de charge C1 et C2 représentant le crash d'un

avion militaire. Le bâtiment du réacteur, le bâtiment du combustible et certains bâtiments auxiliaires doivent être conçus contre ces cas de charge".

La conception des installations de 1300 MWe dans la perspective d'une chute accidentelle d'avion remonte à une considération probabiliste datant de l'époque de la construction des installations. Il n'existe aucune indication d'études probabilistes actualisées sur la mise en danger des sites en tenant compte des modifications des mouvements aériens pertinents autour des sites des centrales nucléaires concernées. Il subsiste donc des questions ouvertes sur l'actualité des hypothèses de charge sur lesquelles repose la conception. Les actions définies lors de la conception initiale n'atteignent clairement pas les exigences fixées de manière déterministe en France pour les nouvelles installations. Ainsi, les installations présentent en principe une faible protection physique contre de telles influences extérieures de la civilisation par rapport aux exigences actuelles pour l'EPR en construction en France.

Les bâtiments importants du point de vue de la sûreté, aussi bien le bâtiment du réacteur que, en particulier, le bâtiment de la piscine de stockage des assemblages combustibles, ne sont donc que relativement peu conçus pour résister aux effets mécaniques d'une chute d'avion. Si les parois du bâtiment de la piscine de stockage sont percées lors d'un crash d'avion, cela peut entraîner une perte (totale) d'eau de la piscine de stockage. Dans ce cas, le refroidissement des éléments de combustible n'est plus possible. Il peut en résulter des rejets massifs de radioactivité. Une rétention de ces rejets n'est pas possible. L'IRSN prévoit de réaliser une expertise sur le risque de chute d'un avion sur le bâtiment de la piscine de stockage des assemblages combustibles /IRSN 2023/.

Si le bâtiment du réacteur est touché, des équipements nécessaires à la sécurité peuvent être détruits par la pénétration de pièces d'avion ou à la suite d'un incendie de carburant. Si le refroidissement du cœur du réacteur ne peut pas être garanti, il en résulte également une libération massive de radioactivité. Dans ce cas également, une rétention n'est pas possible en raison de la destruction du bâtiment du réacteur. Des rejets importants et précoces sont donc envisageables, ce qui doit être pratiquement exclu selon /EU 2014/. La protection actuelle contre les agressions externes ne correspond pas à l'état de la technique déjà réalisé dans les nouvelles installations en France (EPR). Compte tenu du faible niveau de protection de base, il existe donc un risque nettement accru de déroulement d'accident pouvant aller jusqu'à un accident avec des rejets importants et précoces en cas de chute d'avion.

5.4 Mesures relatives au niveau de sûreté 4

Selon /IAEA 2016/, le concept de sûreté des centrales nucléaires doit également prendre en compte les états de l'installation dépassant le cadre du dimensionnement ("Design extension conditions, including accidents with core melting."). Dans le concept de défense en profondeur, ces états de l'installation dépassant les limites de conception sont attribués au niveau de sûreté 4.

Selon WENRA /WENRA 2021/, l'attribution suivante des états de l'installation est effectuée dans le domaine dépassant le cadre de la conception ("design extension conditions") :

- DEC⁵² A : états de l'installation pour lesquels il est encore possible d'éviter de graves dommages aux assemblages combustibles dans le cœur du réacteur ou dans la piscine de stockage des assemblages combustibles par des mesures et des dispositifs de la protection d'urgence préventive interne à l'installation ("preventive AM").
- DEC B : états de l'installation caractérisés par des dommages graves du combustible, y compris l'atteinte de l'état de fusion de l'élément combustible, et pour lesquels des mesures d'urgence internes mitigées ("mitigative AM") sont nécessaires pour limiter les effets radiologiques.

En France, d'autres exigences concrètes s'appliquent à la conception du 4e niveau de sûreté du concept de défense en profondeur des centrales nucléaires. Dans /ASN 2000/, le chapitre E.1 décrit les exigences relatives à la maîtrise des états de l'installation avec défaillances multiples des dispositifs de sécurité ("Multiple failures conditions") et le chapitre E.2 les mesures et dispositifs qui doivent être disponibles en cas de scénarios de fusion du cœur ("Protection measures against core melt accidents"). Les principales exigences sont énumérées au point 2.3.1 de l'ASN 2000 pour le niveau de sûreté 4a et au point 2.3.2 pour le niveau de sûreté 4b.

Sur la base des enseignements tirés de l'accident de Fukushima, la France a accéléré la mise à niveau des centrales nucléaires existantes, notamment en ce qui concerne le renforcement du niveau de sûreté 4. L'autorité de sûreté française a édicté à cet égard

⁵² DEC - domaine de conception étendu

des dispositions relatives à l'installation d'un "noyau dur de sécurité" (HSC)⁵³ /ASN 2014a/. Les missions du HSC et les exigences relatives au "noyau dur" sont notamment décrites dans /ASN 2015a/ et expliquées par l'ASN en répondant aux questions posées à la partie française dans le cadre de la Convention sur la sûreté nucléaire /ASN 2014b/. Les mesures et dispositifs du "noyau dur" sont donc à classer au niveau de sûreté 4a, tandis que la "FARN" doit agir en cas d'inefficacité du "noyau dur" /ASN 2014b/. Les mesures et dispositifs de la "FARN" doivent donc également pouvoir reprendre les fonctions du "noyau dur" au cas où des mesures de maintenance seraient nécessaires sur le "noyau dur" :

"There is no redundancy requirement for the components of the "hardened safety core", but it shall be possible to carry out their function by alternative means (provided by the "FARN" after 24h) if maintenance is required during the operation of the hardened safety core".

La "FARN" doit par ailleurs également contribuer à atténuer les effets des phénomènes de fusion du cœur. Les "SAMG" (Severe Accident Management Guidance) et les procédures "H" et "U" déjà appliquées dans les centrales nucléaires françaises font partie du "noyau dur de sécurité" et de la "FARN"⁵⁴ /Raimond et al. 2011/. La figure 14 donne un aperçu de l'interaction entre le "noyau dur" et la "FARN".

⁵³ "Le 21 janvier 2014, la Commission de l'ASN a adopté 19 résolutions fixant des exigences supplémentaires pour la mise en œuvre du "noyau dur de sûreté" post-Fukushima dans les PNR d'EDF.....Ces résolutions s'appliqueront à tous les INB en fonctionnement, ainsi qu'au réacteur EPR Flamanville 3 actuellement en construction".

⁵⁴ Cinq procédures dites "H" (H1 - H5) décrivent la procédure à suivre en cas d'incident lié à une défaillance des dispositifs de sécurité. Cinq autres procédures "U" traitent de la procédure à suivre pour limiter les conséquences d'un accident. Les procédures d'urgence sont par exemple :
H1 Situation of total loss of heat sink on a PWR, **H3** Situation of total loss of backed-up electrical power supplies on a PWR
U2 Continuous monitoring of containment integrity, **U5** Containment venting-filtration procedure and system
(REPORT BY THE FRENCH NUCLEAR SAFETY AUTHORITY December 2011)

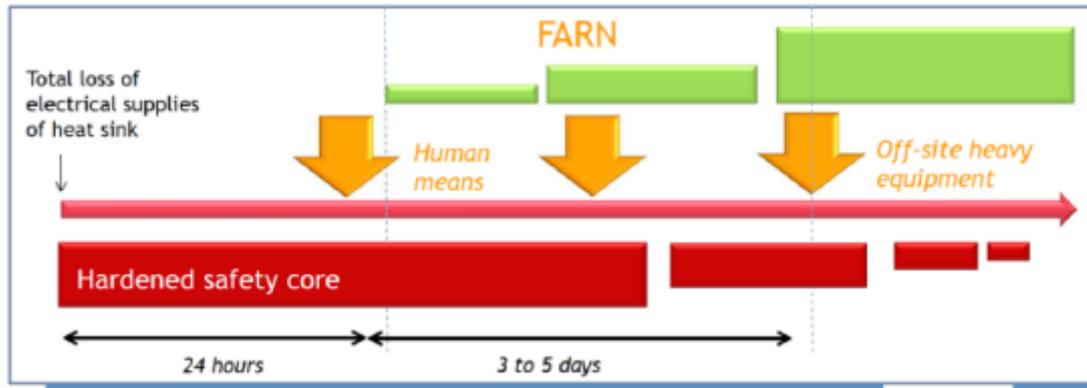


Figure 14 : Interaction entre le "noyau dur" et la "FARN" (source /ASN 2015a/)

– **Niveau de sûreté 4a - Événements impliquant des défaillances multiples des dispositifs de sécurité**

Selon /IAEA 2016, 5.29/, les mesures et dispositifs du niveau de sûreté 4a doivent être largement indépendants de ceux du niveau de sûreté 3.⁵⁵ Ils doivent être fiables et efficaces dans les conditions d'états d'installations dépassant les limites de conception. Le concept de défaillance unique n'est pas exigé pour le niveau de sûreté 4a. De même, des hypothèses réalistes doivent être utilisées dans la démonstration au lieu d'hypothèses conservatrices. Les effets falaise doivent être exclus conformément à la section 5.73.⁵⁶ Une liste des états de l'installation à analyser pour le niveau de sécurité 4a est donnée à titre d'exemple dans /ASN 2000/. L'applicabilité de cette liste aux installations de 1300 MWe devrait toutefois être vérifiée pour chaque installation. Les mesures et dispositifs de maîtrise des états de l'installation DEC A doivent également être efficaces en cas d'actions externes à l'installation, dans la mesure où celles-ci peuvent conduire à ces états de l'installation, cf. à ce sujet /IAEA 2016, 5.29(b) et 5.32/. Selon /IRSN 2015a/, les principales avancées du concept de sûreté, telles qu'elles sont réalisées

⁵⁵ These features : (a) Shall be independent, to the extent practicable, of those used in more frequent accidents ..." /IAEA 2016/

⁵⁶ "L'analyse de sûreté doit garantir que les incertitudes ont été prises en compte de manière adéquate dans la conception de la centrale et, en particulier, que des marges suffisantes sont disponibles pour éviter les effets falaise et les rejets radioactifs précoces ou les rejets radioactifs importants". /IAEA 2016/

dans le nouvel EPR construit en France, concernent la présence d'un système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement spécialement prévu pour les événements dépassant le cadre du dimensionnement.⁵⁷

Les exigences de conception pour le HSC sont listées dans /ASN 2014b/ :

« Les noyaux durs doivent être :

- composés d'un nombre limité de systèmes, structures et composants (fiabilité), - protégés contre les tremblements de terre extrêmes, les inondations et les tornades, les explosions, la foudre, les conditions climatiques extrêmes, le vent, la neige, la pluie accidentelle, les tempêtes de grêle, les missiles générés par le vent ...
- protégés contre les effets qui pourraient être induits par ces dangers,
- opérationnels même si tous les autres composants sont hors service (par ex. source électrique dédiée et I&C),
- opérationnels sans aucun soutien matériel ou humain de l'extérieur pendant les 24 heures suivant l'événement jusqu'à la mise en place de la FARN (Force d'Action Rapide du Nucléaire),

Tous les SSC du noyau dur ont un séisme majoré de sécurité spécifique appelé SND (séisme « noyau dur »). Le SND est 1,5 fois plus élevé que le SMS des autres systèmes de sécurité de la centrale. Notez que le SND est défini par rapport au SMS en fonction de la sismologie du site. Le facteur 1,5 est de l'ordre de la magnitude des marges entre le séisme maximal historiquement vraisemblable (SMHV) et le SMS".

L'ASN indique ici que la distance entre le SND nouvellement défini et le séisme de référence (Safe Shutdown Earthquake, SSE ou Séisme majoré de sécurité - SMS), avec un facteur de 1,5, est "de l'ordre de grandeur" de la différence entre le « séisme maximal historiquement vraisemblable » (SMHV) et le séisme de référence. En revanche, l'ASN

⁵⁷ "Dans le cas de l'EPR, la chaleur est éliminée de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave en pulvérisant de l'eau borée à partir de l'IRWST et en drainant l'eau à l'intérieur de l'enceinte de confinement. Ce système de sécurité conçu, qui n'est utilisé qu'en cas d'accident grave, est également connu sous le nom de système de réduction de la chaleur dans l'enceinte de confinement (SRCE)." /IRSN 2015a/

constate dans /ASN 2011, p. 25/ que la différence d'un niveau d'intensité (comme entre le SMHV et le SMS) correspond typiquement à un facteur 2 dans les actions à supporter : " L'échelle MSK a été déterminée de telle sorte qu'une augmentation d'un degré correspond globalement à un doublement du paramètre de mouvement. ".

Dans le cadre des contrôles de sécurité effectués, notamment après le test de résistance réalisé après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima au Japon, des mises à niveau ont déjà été effectuées dans les réacteurs de 1300 MWe. Ceux-ci concernaient par exemple

- Domaines de l'alimentation électrique de secours,
- Amélioration des joints d'étanchéité dans les pompes principales de refroidissement,
- Analyse des pannes des systèmes de ventilation,
- Régulation de la température ambiante dans les locaux du LLS,
- Amélioration de l'instrumentation du bassin de stockage, etc.

Il n'en reste pas moins que

- la mise en place du noyau dur dans les centrales nucléaires permet d'obtenir des effets améliorant la sûreté. Il convient de noter que des "systèmes d'urgence" comparables au noyau dur ont déjà été installés dans les années 1980 et 1990 dans des centrales nucléaires européennes, par exemple en Allemagne, en Suisse, en Espagne et en Belgique (.....). Dans les centrales KONVOI, aujourd'hui définitivement arrêtées en Allemagne, le "système d'urgence" faisait déjà partie de la conception. Cependant, même les centrales françaises N4, qui sont chronologiquement comparables aux centrales KONVOI, ne disposent pas encore des caractéristiques de sûreté disponibles avec le "système d'état d'urgence" ou prévues par le noyau dur.⁵⁸
- le noyau dur a été conçu pour résister aux charges dues à des agressions externes de manière plus efficace que les équipements de l'installation existante. Les équipements de l'installation existante dans laquelle

⁵⁸ UARGA, Le réacteur REP 1400 Mégawatts, 02/2021, <https://www.uarga.org/nucleaire/Rep1400.php>

le noyau dur est intégré devraient être conçus ou requalifiés pour résister aux agressions supposées du noyau dur.

- Les mises à niveau des installations existantes ne concernent pas le concept de niveau de sûreté 3. Les principales lacunes demeurent. Les mesures se concentrent essentiellement sur l'élimination des points faibles identifiés en cours d'exploitation, sur l'identification des problèmes d'obsolescence et de vieillissement des structures, des systèmes et des composants, sur leur suivi et, si possible, sur leur élimination, sur des améliorations ponctuelles visant à accroître la robustesse de l'installation contre les agressions externes extrêmes par l'installation du "noyau dur" ainsi que sur une atténuation ponctuelle des effets d'éventuels scénarios de fusion du cœur.

Il n'est pas prévu de mesures de mise à niveau concernant le concept de défaillance unique, la séparation complète des chaînes de sûreté, l'amélioration de la situation de sûreté des piscines de stockage des éléments combustibles, etc.

– **Niveau de sûreté 4b - Accidents avec endommagement grave des éléments combustibles**

En cas de recours au niveau de sûreté 4b, l'objectif prioritaire est de préserver la fonction de confinement de l'enceinte de confinement. Il faut donc s'assurer qu'une défaillance de la cuve du réacteur dans des conditions de fusion du cœur ne peut se produire que dans une plage de pression basse. Il faut également s'assurer que les processus de combustion de l'hydrogène dans l'enceinte de confinement sont empêchés ou qu'ils ne mettent pas en danger l'intégrité de l'enceinte de confinement.

Selon /IRSN 2015a/, des progrès importants dans le concept de sûreté, tels qu'ils sont réalisés dans le nouvel EPR construit en France, concernent également une meilleure dépressurisation du circuit de refroidissement primaire afin d'éviter les séquences accidentelles sous haute pression: "Afin d'éviter une rupture de la cuve sous haute pression (pression supérieure à une magnitude de 15-20 bars) ou une rupture du tube du générateur de vapeur, le haut du pressuriseur de l'EPR est équipé de trois soupapes de décharge de pression et de deux autres vannes qui assurent soit l'alimentation et la décharge, soit l'arrêt d'urgence du RCS (système de refroidissement du réacteur) en cas

d'accident grave. Les trois vannes de secours protègent le RCS contre la surpression. Pour les autres vannes, le mode d'alimentation et de blanchiment est utilisé en cas de perte totale de l'alimentation en eau du générateur de vapeur ; le mode d'arrêt d'urgence du RCS est utilisé pour prévenir la fusion du cœur à haute pression. L'une ou l'autre vanne peut être utilisée pour le fonctionnement d'alimentation et de purge et la purge d'urgence du RCS".

En outre, des modifications de la conception sont mentionnées afin d'obtenir une sûreté accrue lors de séquences d'accidents à basse pression :

"Des dispositions de conception ont été adoptées pour les accidents de fusion du cœur à basse pression afin de respecter les objectifs généraux de sûreté susmentionnés. Les principales dispositions sont les suivantes :

- un récupérateur de corium situé au fond de l'enceinte est utilisé pour retenir et refroidir le corium après fonte de la partie inférieure de la cuve ...
- la pression et la température de base de conception de la paroi de confinement interne permettent ...
- d'assurer l'intégrité et l'étanchéité du confinement en cas d'accident grave: ...
- un système de refroidissement de l'enceinte de confinement est utilisé pour éliminer la chaleur résiduelle, contrôler la pression à l'intérieur de l'enceinte de confinement et préserver l'intégrité à long terme et l'étanchéité de l'enceinte de confinement en cas d'accident majeur. ..."

Dans le cadre des contrôles de sécurité réalisés, notamment après le test de résistance effectué après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima au Japon, des rééquipements ont déjà été effectués au niveau de sécurité 4b. Ceux-ci concernaient par exemple

- Amélioration de la disponibilité des soupapes d'échappement des pressuriseurs (SEBIM) en cas d'accident grave.
- Etudes visant à augmenter la robustesse des dispositifs de décompression filtrée (U5) contre les agressions externes
- Amélioration de la robustesse aux agressions externes des mesures installées pour la mitigation des accidents majeurs (recombineurs passifs autocatalytiques (RPA) pour la dégradation de l'hydrogène issu

d'événements dépassant le dimensionnement ainsi que les systèmes de filtration de la dépressurisation filtrée à l'extérieur des bâtiments du réacteur (filtres à lit de sable)).

- Mise à niveau ou amélioration de l'instrumentation pour le domaine des événements dépassant les limites de conception

/ASN 2016a/ indique que pour l'EPR, une zone de dispersion puis de refroidissement du combustible fondu (récupérateur de corium) a été mise en œuvre comme caractéristique de conception essentielle dans le domaine des accidents avec fusion du cœur dépassant le dimensionnement.

Le chapitre 2 ci-dessus fait état d'un certain nombre d'incertitudes quant à la garantie de l'efficacité de la barrière de confinement à long terme. En cas d'installation d'un récupérateur de corium comparable à celui de l'EPR, il convient de garder à l'esprit qu'il n'a pas encore été prouvé que le récupérateur de corium conçu pour l'EPR puisse avoir une efficacité équivalente pour les réacteurs de 1300 MWe en raison d'une géométrie et de conditions différentes (p. ex. qualité du béton). Dans ce contexte, il convient également de noter que le radier de l'enceinte de confinement de l'EPR est environ deux fois plus épais que celui du réacteur de 1300 MWe /IAEA 1998/.

Les principaux efforts en matière de LTE consistent à mettre à niveau les réacteurs de 1300 MWe en ce qui concerne les mesures visant à réduire les conséquences d'un accident de fusion du cœur.

Les états de fusion du cœur n'ont pas été pris en compte dans la conception des centrales nucléaires de 1300 MWe. Les contraintes liées à la fusion du cœur n'ont donc pas été prises en compte.

Le cas d'une défaillance de la cuve du réacteur en cas de fusion du cœur sous haute pression se révèle particulièrement critique. Pour l'EPR également, l'exigence suivante s'applique : " Les situations de fusion du cœur à haute pression doivent être évitées par des dispositions de conception.....Le transfert de la fusion du cœur à haute pression vers des séquences de fusion du cœur à basse pression avec une fiabilité élevée doit être un objectif de conception afin que les situations de fusion du cœur à haute pression puissent être évitées. "exclus" /ASN 2000/. Dans le cas de l'EPR, des dispositifs de réduction de pression très fiables sont prévus pour cette raison.

Aucun document vérifiable n'est disponible pour démontrer que les réacteurs de 1300 MWe sont équipés de dispositifs de décompression fonctionnant en situation de fusion du cœur et pouvant être considérés comme au moins équivalents à ceux utilisés dans l'EPR en termes de fiabilité et d'efficacité.

En cas de défaillance de la cuve du réacteur lors de la fusion du cœur, des charges se développeraient dans l'enceinte de confinement et ne pourraient pas être éliminées par l'enceinte de confinement des réacteurs de 1300 MWe. Dans ce cas, il faudrait s'attendre à des rejets précoces très élevés qui ne pourraient plus être atténués par des mesures d'urgence.

La structure du bâtiment de la piscine de stockage, avec un simple toit métallique et une faible épaisseur de paroi, n'est pas adaptée pour assurer le confinement de la radioactivité dans des conditions de formation continue de vapeur et de montée en pression associée. Dans ce contexte, l'ASN demande que des mesures soient prises pour réduire la possibilité qu'un tel événement se produise. Au total, l'ASN /ASN 2016a/ conclut à l'évaluation de l'entreposage du combustible utilisé dans les réacteurs français :

"La sûreté de l'entreposage de combustible dans la piscine de combustible utilisé a fait l'objet d'examen approfondis lors des revues périodiques de sûreté passées ou en cours, ainsi que dans le cadre des tests de résistance. Ces examens successifs ont conduit à la définition et à la mise en œuvre de modifications visant à prévenir le risque de vidange de la piscine de combustible utilisé, à améliorer la robustesse des moyens d'appoint d'eau et à améliorer la gestion des situations accidentelles ... Malgré ces modifications, l'ASN souligne que la conception initiale et l'état actuel des piscines de combustible utilisé sont significativement inférieurs aux principes de sûreté qui seraient appliqués dans une nouvelle installation. De plus, la mise en œuvre de moyens efficaces pour atténuer les conséquences d'une exposition prolongée aux assemblages de combustible utilisé n'est pas actuellement envisageable sur les piscines de combustible utilisé du parc nucléaire d'EDF en exploitation".

Sans possibilité de rétention des matières radioactives dans la piscine d'entreposage du combustible, les risques liés aux événements de niveau de sûreté 4b ne sont pas maîtrisés dans la mesure requise aujourd'hui. Ce déficit augmente considérablement la probabilité de déroulement d'accidents avec des rejets importants ou précoces.

L'ASN demande /ASN 2013/, en cas de prolongation de la durée d'exploitation et conformément aux objectifs de sûreté de l'EPR, d'exclure pratiquement le risque de fusion du combustible dans la piscine de stockage des éléments combustibles (voir explications à ce sujet au chapitre 3).

On constate fondamentalement qu'il n'existe pas de possibilités d'atténuation des conséquences d'un accident dans la zone de la piscine d'entreposage du combustible, par exemple par un rejet filtré des rejets du bâtiment de la piscine de stockage. Pour atteindre le niveau de protection requis pour la piscine d'entreposage, il serait nécessaire de construire un nouveau bâtiment pour les piscines d'entreposage de combustible nucléaire usé situées à l'extérieur de l'enceinte de confinement.

6 Résumé

Après les accidents survenus dans le réacteur américain de Three Mile Island, dans le réacteur de Tchernobyl en Ukraine et dans la centrale nucléaire japonaise de Fukushima Dai-ichi, le concept de défense en profondeur a été à la fois renforcé et considérablement développé. Les exigences relatives à la maîtrise des incidents (niveau de sûreté 3) ont notamment été renforcées. En outre, le concept de sûreté a été complété par d'autres mesures, les mesures d'urgence internes à l'installation, à un quatrième niveau de sûreté.

Suite aux enseignements tirés de l'accident de réacteur de Fukushima Dai-ichi au Japon, la sûreté d'une centrale nucléaire doit être garantie, notamment en cas d'agressions externes à l'installation. Ceci est également valable en cas d'agressions externes à l'installation dépassant les limites de conception.

Déficits de sûreté des réacteurs de 1300 MWe

Malgré toutes les précautions prises lors de la conception, de la construction et de l'exploitation des centrales nucléaires en France, l'ASN constate que des accidents graves avec rejets dans l'environnement ne peuvent pas être exclus pour les centrales nucléaires en service. Il subsiste donc un risque qu'il convient toutefois de minimiser nettement, conformément aux objectifs de sûreté de l'EPR, en procédant à des aménagements appropriés pour améliorer la sûreté des centrales nucléaires en service.

L'ASN a indiqué dès 2003 que même les derniers réacteurs français de type N4 mis en service ne seraient désormais plus autorisés en France en raison de leur niveau de sûreté trop faible.

Dans cette déclaration de l'autorité française ASN⁵⁹ du 07.07.2010 concernant la sûreté des futures centrales nucléaires, on peut notamment lire ceci : "En 2003, le directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection a déclaré à l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et techniques (OPECST) : "Il est évident que nous avons demandé davantage en exigences de sûreté pour le réacteur EPR que pour les réacteurs précédents. Je peux le traduire de façon plus abrupte : nous n'autoriserions pas actuellement la construction d'un réacteur N4."⁶⁰ "".

L'ASN a également précisé que les exigences de sûreté des installations en service sont déterminées par les exigences de sûreté de l'EPR en France.

Influences externes

Dans l'état actuel des installations de 1300 MWe, il faut partir du principe qu'en cas de séisme de dimensionnement

- il peut y avoir, entre autres, une défaillance de la tuyauterie au niveau du circuit de refroidissement intermédiaire avec une panne complète du refroidissement du bassin.
- une défaillance des tuyauteries du système d'extinction d'incendie peut entraîner l'inondation de locaux du système d'eau de refroidissement secondaire et donc une défaillance complète de la fonction du système d'évacuation de la chaleur résiduelle, tant du réacteur que de la piscine de stockage. En outre, ce déficit peut remettre en question la maîtrise des incendies internes déclenchés à la suite d'un tremblement de terre.

⁵⁹ Déclaration de la Commission de l'ASN : "Quel niveau de sûreté pour les nouveaux réacteurs nucléaires construits dans le monde ?", communiqué de presse, publié le 07/07/2010, (<http://www.french-nuclear-safety.fr/ASN/About-ASN/The-ASN-doctrine/The-ASN-position-statements/New-nuclear-reactors-built-around-the-world>)

⁶⁰ "Les réacteurs N4 sont les réacteurs nucléaires les plus récents qui ont été construits en France, à Chooz et à Chivaux".

- les parties du système de tuyauterie d'alimentation en hydrogène de l'installation qui n'ont pas été conçues en conséquence sont susceptibles de présenter une défaillance en cas de séisme de dimensionnement et de libérer de l'hydrogène en conséquence, avec un risque d'incendie ou d'explosion consécutif.

Le fait que des événements à supposer dans le cadre de la conception de la maîtrise des accidents ne puissent pas être maîtrisés conformément à la conception dans l'état actuel de l'installation a pour conséquence que, dans de tels cas, un déroulement d'accident dépassant la conception peut se produire directement avec une défaillance multiple des dispositifs de sécurité. Ce déficit augmente considérablement la probabilité de survenue d'accidents graves.

Des problèmes existent également dans le domaine de l'alimentation électrique de secours. En cas de panne (dépassant le cadre de la conception) des deux diesels de secours LHG, l'alimentation des équipements nécessaires à la sécurité, notamment la commande de l'alimentation des générateurs de vapeur entraînés par la vapeur vive, doit être assurée par le turbo-alternateur LLS entraîné par la vapeur vive. En cas de panne des deux diesels de secours LHG, la panne du système de refroidissement du bâtiment entraîne également une panne à court terme du turbo-alternateur LLS demandé en aval. Il n'est donc pas possible d'emprunter à ce système pour de tels états de l'installation.

Pour la maîtrise du séisme de référence, seuls les deux groupes diesel de secours LHG sont actuellement disponibles pour l'alimentation en électricité des installations nécessaires, à l'exception des groupes diesel mobiles sécurisés. Dans l'intervalle, c'est-à-dire jusqu'à la réalisation du "noyau dur", on utilise des générateurs diesel d'ultime secours (DUS) (voir également l'annexe 2).

En raison de ce faible degré de redondance et de la faible diversité des dispositifs garantissant l'alimentation électrique de secours en cas de séisme de dimensionnement, il existe une probabilité nettement plus élevée que les processus d'événements à supposer au niveau de sûreté 3 ne soient pas maîtrisés conformément à la conception, mais qu'il en résulte des processus d'accidents dépassant la conception avec une défaillance multiple des dispositifs de sécurité.

En ce qui concerne les agressions externes, l'état de la science et de la technique impose, pour la conception d'une installation, de se baser sur des événements de référence dont la probabilité de dépassement est inférieure à 10^{-4} par an, en tenant compte de manière appropriée des incertitudes.

Afin d'augmenter la sûreté en matière de maîtrise des aléas sismiques, même dans un domaine dépassant le dimensionnement, il serait tout d'abord essentiel d'apporter une preuve solide des réserves effectivement présentes dans l'installation. Dans ce contexte, il faudrait également tenir compte de manière appropriée des incertitudes liées à la détermination du séisme de dimensionnement actuel.

Les actions définies lors de la conception initiale en vue d'une chute accidentelle d'avion n'atteignent clairement pas les exigences fixées de manière déterministe en France pour les nouvelles installations. Ainsi, les installations présentent en principe une faible protection physique contre de telles agressions extérieures d'origine anthropique. Si un avion s'écrase accidentellement sur la centrale nucléaire avec des effets plus importants que ceux supposés jusqu'à présent pour cette installation, les conséquences peuvent aller d'accidents avec des défaillances multiples des dispositifs de sécurité jusqu'à des séquences d'accidents avec des rejets importants et précoces, et entraînent ainsi des risques graves pour l'homme et l'environnement. En particulier, les séquences accidentelles pouvant conduire à des rejets précoces importants doivent être pratiquement exclues conformément aux exigences françaises pour les nouvelles centrales nucléaires, ce qui signifie que de tels événements sont soit physiquement impossibles, soit extrêmement improbables.

Dans le contexte des événements du 11 septembre 2001 et de la persistance d'un risque terroriste élevé, cette thématique revêt une importance particulière. A cet égard, la protection de base résulte uniquement de la conception contre une chute accidentelle d'avion au niveau d'un petit avion d'affaires. Les installations ne présentent donc qu'une faible robustesse des bâtiments et des équipements importants du point de vue de la sécurité.

Cela concerne en particulier les réservoirs de stockage du réfrigérant et d'alimentation du générateur de vapeur, qui ne sont que des éléments simples. Ceux-ci, tout comme d'autres équipements importants pour la sûreté, sont situés à l'extérieur du bâtiment du réacteur (cf. figure 11) et ne sont donc pas particulièrement protégés contre les effets mécaniques ou thermiques d'une chute d'avion. Par ailleurs, les bâtiments importants

pour la sûreté, aussi bien le bâtiment du réacteur que le bâtiment de la piscine de stockage des assemblages combustibles, ne sont que faiblement conçus contre les effets mécaniques d'une chute d'avion.

La protection actuelle contre les agressions extérieures ne correspond pas à l'état de la technique déjà réalisé dans le cas de l'EPR en France.

Niveau de sûreté 3

Le système de sécurité destiné à maîtriser les incidents doit répondre à des exigences particulièrement élevées en matière de conception, de fabrication, d'installation et de contrôle, ainsi que d'exploitation et de maintenance des parties de l'installation importantes du point de vue de la sûreté.

Si, comme c'est le cas pour les réacteurs de 1300 MWe, il existe des déficits techniques dans le domaine du système de sécurité, la fiabilité et l'efficacité nécessaires pour maîtriser les événements que l'on peut supposer pour une centrale nucléaire ne sont plus garanties.

En ce qui concerne les déficits de l'installation, l'ASN fait également référence aux mises à niveau prévues en rapport avec le "noyau dur". Le noyau dur est toutefois classé comme système de 4e niveau de sûreté. Le 4e niveau de sûreté est efficace en tant que niveau indépendant par rapport aux dispositifs du 3e niveau de sûreté. Les dispositifs du 4e niveau de sûreté ne doivent pas être utilisés pour compenser les déficits existants au 3e niveau de sûreté.

Dans l'optique d'une conception diversifiée des dispositifs de sécurité, celle-ci est exigée dans une mesure qui doit garantir une grande fiabilité de la maîtrise des événements au niveau de sûreté 3. Pour les fonctions de sécurité essentielles au niveau de sûreté 3, comme

- complément de liquide de refroidissement côté primaire,
- évacuation de la chaleur côté primaire,
- Évacuation de la chaleur du confinement,
- Refroidissement du bassin de stockage

il n'y a pas de systèmes ou d'équipements divers. Seule la zone d'alimentation du générateur de vapeur côté secondaire est équipée de pompes d'alimentation à entraînement diversitaire.

Le système de sécurité des 1300 MWe est en principe conçu à deux niveaux (n+1 degré de redondance). Pour les nouvelles installations, un degré de redondance plus élevé (n+2) est en revanche exigé, ce qui permettrait également de maîtriser les événements en cas de maintenance simultanée. Pour l'EPR en France, le système de sécurité est également dimensionné (n+2), ce qui est par exemple considéré par l'IRSN comme un avantage particulier de l'EPR en matière de sûreté par rapport aux centrales nucléaires exploitées jusqu'à présent en France. L'exigence de résistance aux défaillances individuelles en cas de maintenance est également posée pour les centrales nucléaires existantes dans différentes réglementations nationales d'autres pays.

Dans les centrales nucléaires, toutes les branches du système d'alimentation de secours secondaire, d'importance centrale, ont recours à un seul réservoir de stockage ; leurs composants passifs sont donc reliés entre eux, parfois même par l'utilisation commune de tuyauteries. Les systèmes d'appoint de réfrigérant côté primaire (RIS, EAS), de rechargement du système primaire (RCV) ainsi que de refroidissement du bassin de stockage (PTR) ont également recours à un seul réservoir de stockage (PTR), ces systèmes sont également maillés dans leurs composants passifs, en partie aussi par l'utilisation commune de tuyauteries.

Il n'y a donc pas d'indépendance totale de ces systèmes ou de leurs redondances individuelles. Si, par exemple, des événements internes tels qu'un incendie ou une défaillance de la tuyauterie, ou encore des agressions extérieures, provoquaient une défaillance dans ces domaines, les fonctions de sécurité nécessaires seraient complètement hors service.

Les déficits existants en matière de diversité, de redondance, d'indépendance et de démantèlement du système de sécurité augmentent considérablement la probabilité de survenue d'accidents graves.

Niveau de sûreté 4

Dans le domaine du niveau de sûreté 4, différents dispositifs sont disponibles ou prévus en tant que rééquipements afin de réagir à des événements entraînant des défaillances

multiples des dispositifs de sécurité ou des dommages au combustible. Les dispositifs du niveau de sûreté 4 doivent être considérés comme des dispositifs nécessaires en soi.

Un déficit générique a été constaté pour l'installation du turbo-alternateur à vapeur vive LLS, selon lequel des températures ambiantes inadmissibles sont déjà atteintes après un fonctionnement relativement court du système. Dans ce cas, il faut supposer une défaillance du système. Par conséquent, aucun crédit ne peut être accordé à ce système tant qu'il n'a pas été remplacé. Dans l'intervalle, un diesel de secours supplémentaire a donc été installé par bloc (voir annexe 2).

Les principaux aménagements prévus en réaction à l'accident de Fukushima sont la mise en place d'un puits de chaleur diversifié et disponible en permanence ainsi que d'installations du noyau dur. S'ils sont effectivement mis en œuvre, ils pourraient permettre d'améliorer les mesures et les installations du niveau de sûreté 4. Toutefois, ces installations n'ont pas encore été entièrement mises en œuvre.

Les principales caractéristiques du site "noyau dur" sont présentées à la figure 15 :

Modifications emblématiques du RP4 1300

Modifications « Noyau Dur »

- Dispositif d'alimentation en eau des générateurs de vapeur et des piscines BR et BK pour permettre le refroidissement du cœur et l'évacuation de la puissance résiduelle en situation « Fukushima » - « **ASG-ND** »
- Troisième voie de sauvegarde indépendante pour l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur sans ouvrir l'enceinte - « **EAS ND** »
- Pompe de secours de l'injection aux joints des pompes primaires – « **PIJ ND** »
- Troisième voie électrique et de contrôle-commande robustes aux agressions extrêmes
- Source d'eau ultime et appoint en eau aux piscines

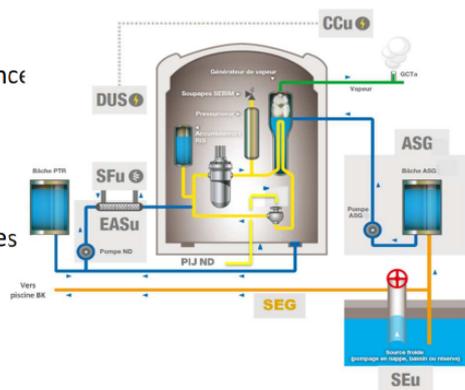


Figure 15 : Caractéristiques principales du "noyau dur" /IRSN 2023b/

En cas d'effets extrêmes dépassant largement la conception, le refroidissement des composants importants doit être assuré par le système de secours "noyau dur", plus puissant que le reste de l'installation. Le reste de l'installation n'est cependant pas conçu

pour résister à de tels effets. Il reste donc à savoir comment, dans de telles conditions, une évacuation sûre de la chaleur peut être assurée à long terme.

), car le changement climatique actuel, provoqué par l'homme, renforce déjà nettement les évolutions prévues en ce qui concerne la fréquence et l'intensité des aléas météorologiques.

L'exploitant EDF lui-même considère la mise en œuvre de ces mesures comme une tâche à long terme, jusqu'à plus de 2030. Ce délai de mise en œuvre doit être considéré comme important et ne correspond pas à une mise en œuvre en temps voulu, exigée au niveau européen, d'améliorations de la sûreté raisonnablement réalisables pour les installations nucléaires existantes ou à l'augmentation immédiate de la robustesse des installations face à des événements extrêmes, au-delà des marges de sécurité existantes jusqu'à présent, exigée par l'Autorité de sûreté nucléaire française (ASN).

Compte tenu des déficits constatés dans la maîtrise des événements au niveau de sûreté 3, qui revêt une importance centrale, il existe un risque nettement accru qu'un événement dépassant le dimensionnement survienne en faisant appel au niveau de sûreté 4a. En outre, les dispositifs de protection préventive en cas d'urgence actuellement réalisés au niveau de sûreté 4a ne correspondent pas à l'état de la technique requis par les exigences réglementaires internationales et déjà mis en œuvre aussi bien dans les nouvelles installations en France (EPR) que dans les installations existantes, par exemple dans les pays européens⁶¹. Pour les fonctions importantes du système telles que le refroidissement primaire et secondaire, le refroidissement de la piscine de stockage, le refroidissement du bâtiment ainsi que l'instrumentation et la commande correspondantes, il n'existe pas encore de dispositifs supplémentaires et indépendants requis.

En France, jusqu'à l'accident de Fukushima, il n'était pas exigé que les installations de mitigation des accidents majeurs soient conçues pour résister à des événements de référence dus à des actions extérieures (donc en particulier à des séismes). En particulier, pour les dispositifs de décompression filtrée, les plans actuels prévoient également, en

⁶¹ Dans plusieurs pays européens (p. ex. en Belgique, en Suisse et en Allemagne), des systèmes de secours ont déjà été mis à niveau dans les années 1980 et 1990 ou faisaient déjà partie de la conception des installations plus récentes. En ce qui concerne les tâches à accomplir, ces systèmes de secours sont à peu près comparables aux "noyaux de sécurité renforcés" actuellement en cours de modernisation en France.

déroger aux exigences du HSC, un renforcement au niveau du séisme historique maximal SMHV seulement.

Dans le but d'empêcher la fusion du radier en cas de défaillance de la cuve du réacteur due à une fusion du cœur, les réacteurs de 1300 MWe doivent être protégés par l'installation d'un "récupérateur de corium". Le récupérateur de corium doit s'inspirer du principe de base du récupérateur de corium de l'EPR.

L'événement de Fukushima a montré qu'il fallait également considérer les événements impliquant des dommages au combustible dans la zone de la piscine d'entreposage du combustible. Les efforts français se concentrent sur la prévention de la survenue de dommages au combustible dans la zone de la piscine d'entreposage. Même si, par principe, les mesures visant à empêcher la survenue d'un événement doivent être privilégiées par rapport aux mesures visant à gérer l'événement ou à atténuer les conséquences de l'accident, on constate néanmoins qu'il n'existe aucune possibilité d'atténuer les conséquences d'un accident dans la zone de la piscine d'entreposage du combustible, par exemple en filtrant les rejets du bâtiment de la piscine d'entreposage.

Sans possibilité de rétention des matières radioactives dans la piscine d'entreposage du combustible, les risques liés aux événements de niveau de sûreté 4b ne sont pas maîtrisés dans la mesure requise aujourd'hui. Ce déficit augmente considérablement la probabilité de déroulement d'accidents avec des rejets importants ou précoces.

Les enseignements tirés d'une série d'événements survenus dans le cadre de la conception, de la fabrication et de la maintenance de systèmes et de composants importants pour la sûreté, ainsi que les dommages imprévus dus au vieillissement et les erreurs humaines, ont un impact négatif sur la culture de sûreté élevée requise. Cet état de fait revêt une importance particulière en raison de la conception déficiente des centrales nucléaires de 1300 MWe par rapport aux exigences actuelles.

7 Conclusions concernant les risques liés aux réacteurs de 1300 MWe, malgré la mise à niveau prévue

En France, la durée de vie des centrales nucléaires n'est pas limitée dans les autorisations respectives. La poursuite de l'exploitation d'une centrale nucléaire pendant 10 ans est décidée par l'autorité compétente sur la base des résultats d'un réexamen périodique de la sûreté, effectué tous les 10 ans.

L'approbation d'une centrale nucléaire pour la LTE⁶² en France dépend notamment des résultats d'un examen de la sûreté de l'installation par rapport à sa situation actuelle de vieillissement, des prévisions de vieillissement pour la LTE envisagée ainsi que des conditions de sûreté à atteindre et à remplir pour la LTE.

Les réexamens périodiques de la sûreté ne servent pas seulement à constater ou à vérifier la conformité d'un niveau de sûreté existant, mais doivent également permettre de prendre des mesures pour augmenter en permanence le niveau de sûreté des centrales nucléaires en service, dans le but de se rapprocher le plus possible du niveau de l'EPR en construction en France.

La sûreté de la centrale nucléaire de type EPR actuellement en construction en France repose sur un concept de sûreté à quatre niveaux et sur des dispositions visant à la protéger contre les agressions internes (tels que les incendies, les explosions) et externes naturelles (tels que les tremblements de terre, les inondations) ainsi que contre les agressions d'origine anthropique (tels que les chutes d'avion). L'EPR présente des caractéristiques qui devraient garantir la rétention des substances radioactives même en cas d'accident de fusion du cœur.

La sûreté des centrales nucléaires en service en France doit, selon les dispositions de l'ASN, se mesurer à ce standard en cas de LTE. Les écarts existants sur les installations existantes doivent être évalués du point de vue de la sûreté et, si nécessaire, éliminés. Les divergences qui ne peuvent pas être mises à niveau doivent être évaluées en fonction du risque résiduel.

⁶² LTE - Life Time Extension (prolongation de la durée de vie)

La construction des centrales nucléaires de 1300 MWe a débuté entre 1977 et 1984. Le concept de sûreté de ces centrales est comparable à celui des réacteurs de 900 MW de la série CP(X) et date du début des années 1970.

Les connaissances et les conclusions tirées de l'accident de Three Mile Island (1979), de la catastrophe de Tchernobyl (1987), de l'attentat du 11 septembre à New York (2001) et de la catastrophe de Fukushima (2011), qui ont à chaque fois conduit à un renforcement considérable des exigences de sécurité existantes, n'ont donc pas pu être prises en compte dans la conception de ces installations en matière de sûreté, mais constituent actuellement la référence pour le niveau de sûreté à atteindre pour les centrales nucléaires qui sont actuellement construites ou qui doivent continuer à être exploitées au-delà de leur durée de vie initiale.

Lors de la phase de conception des réacteurs P4 et P'4 au début des années 1970, les exigences en matière de sûreté des centrales nucléaires étaient nettement moins élevées qu'aujourd'hui. Par conséquent, on constate pour ces réacteurs des différences notables par rapport aux exigences actuelles en ce qui concerne la conception technique des systèmes, comme la redondance des systèmes de sécurité, leur séparation spatiale, leur qualification sismique ainsi que la conception contre les effets internes transversaux tels que le fouettement de tuyauterie, les inondations internes ou les incendies. Les agressions externes tels que les tremblements de terre, les inondations ou les chutes d'avion n'ont pas été systématiquement prises en compte dans la conception. Cela concerne également la preuve de la robustesse des fonctions importantes en matière de sûreté en cas d'agressions externes dépassant le cadre de la conception de l'installation concernée. Les impacts globaux liés à la météorologie (inondations, fortes pluies, tempêtes, sécheresse, etc.) sont d'une grande importance, car le changement climatique actuel, provoqué par l'homme, renforce déjà nettement les évolutions prévues en termes de fréquence et d'intensité des aléas météorologiques.

Les mesures de mise à niveau mises en œuvre jusqu'à présent par EdF et prévues par la suite contribuent à améliorer la fiabilité des structures, systèmes et composants des centrales nucléaires de 1300 MWe concernées. Les mesures se concentrent essentiellement sur l'élimination des points faibles identifiés en cours d'exploitation, sur l'identification des problèmes d'obsolescence et de vieillissement sur les structures, systèmes et composants, sur leur suivi et, si possible, sur leur élimination, sur des améliorations ponctuelles visant à augmenter la robustesse de l'installation contre les agressions ex-

ternes extrêmes grâce à l'installation du "noyau dur" ainsi que sur une atténuation ponctuelle des effets d'éventuels scénarios de fusion du cœur. Par ailleurs, des mesures visent également à améliorer la culture de la sûreté.

Les déficits fondamentaux existants sur les réacteurs de 1300 MWe par rapport aux exigences de sûreté indiquées par l'ASN, à savoir un rapprochement aussi large que possible du niveau de sûreté de l'EPR, comme condition préalable à une exploitation au-delà de la durée de vie initiale, ne font pas partie des programmes de mise à niveau et restent donc d'actualité. Elles concernent notamment le domaine de la maîtrise fiable des incidents (niveau de sûreté 3). Cela concerne:

- la redondance incomplète des systèmes de sécurité, l'indépendance incomplète des systèmes de sécurité, les déficits en matière de démantèlement et les déficits en matière de garantie de l'indépendance des niveaux de sécurité.
- la protection des centrales nucléaires contre les aléas globaux d'origine naturelle, notamment en ce qui concerne l'apparition d'effets extrêmes dépassant nettement la conception. Il faut partir du principe que le changement climatique déjà intervenu a une influence sur l'intensité et la fréquence d'apparition d'au moins une partie des sources de danger (p. ex. températures élevées de longue durée, pluies extrêmes, tempêtes extrêmes, ...).
- la protection des centrales nucléaires contre les agressions d'origine humaine, notamment en ce qui concerne la chute d'un avion nettement plus grand que celui qui a été conçu.

Les rééquipements prévus s'orientent principalement vers la mise en place d'un système d'urgence "noyau dur" ainsi que vers une amélioration de la protection d'urgence interne à l'installation. Il reste cependant à constater que

- le "noyau dur" qui, selon les dispositions de l'ASN, doit être mieux protégé contre les influences externes que la centrale nucléaire elle-même. Dans cette hypothèse, il faut partir du principe que les structures, systèmes et composants importants pour la sécurité et la maîtrise des accidents de la centrale nucléaire concernée, dont la protection reste en principe inchangée, ne sont plus disponibles en cas d'influences externes extrêmes. Ceci est particulièrement important en ce qui concerne une éventuelle mise en danger du refroidissement nécessaire du cœur en cas d'états de l'installation dépassant les limites de conception. En effet, le maintien

de la fonction centrale de sûreté du refroidissement du cœur doit être assuré par la suite par le "noyau dur"⁶³ à un seul brin en association avec le FARN.

- les exigences relatives à la conception des mesures et des dispositifs de la protection mitigée en cas d'urgence interne à l'installation devraient être mises en conformité avec celles du "noyau dur".
- il n'a pas été démontré jusqu'à présent que le récupérateur de corium développé pour l'EPR est également pleinement efficace dans les conditions différentes des réacteurs de 1300 MWe en termes de paramètres géométriques et de qualité du béton.
- le dispositif de décompression à installer ultérieurement pour abaisser rapidement la pression du circuit primaire en cas de fusion du cœur est si efficace qu'une défaillance de la cuve du réacteur sous haute pression est pratiquement exclue.
- les composants non remplaçables (par ex. le confinement) restent efficaces dans la mesure nécessaire, même dans des conditions accidentelles, en cas d'états de l'installation dépassant les limites de conception.

La base d'une exploitation sûre des centrales nucléaires est l'interaction de facteurs personnels, techniques et organisationnels (organisation homme-technique) axée sur la sûreté. La mise en réseau de ces facteurs dans le but d'agir en fonction de la sûreté constitue également la base d'une culture de sûreté élevée. Il incombe au titulaire de l'autorisation de maintenir une culture de la sûreté élevée et de l'améliorer en permanence. Cependant, des déficits ont été constatés dans la conception, la fabrication et l'entretien des systèmes et composants de sûreté dans la pratique opérationnelle. En outre, des dommages imprévus dus au vieillissement ont été constatés sur des systèmes et des composants importants pour la sûreté, ainsi que des erreurs humaines.

⁶³ Dans la réglementation nucléaire en vigueur en Allemagne /BMU 2015/, la redondance est par exemple exigée pour le système comparable au HSC : Annexe 4, "2.4 (2) Pour maîtriser les effets des situations d'urgence, il convient de supposer, pour le fonctionnement des dispositifs nécessaires dans les 30 premières minutes, une défaillance unique dans les parties actives du système de ces dispositifs (degré de redondance n+1)".

Cela a eu pour conséquence, par exemple, pour les réacteurs de type Konvoi aujourd'hui arrêtés, la mise en place de deux diesels de secours pour chacune des branches de refroidissement de secours spécialement protégées contre les agressions extérieures (deux au total).

Si les dispositifs du système de sécurité ne sont pas suffisamment fiables, il est nettement plus probable que les processus d'événements à supposer au niveau de sûreté 3 ne soient pas maîtrisés conformément à la conception, mais qu'il puisse se produire des processus d'accidents dépassant la conception et entraînant des défaillances multiples des dispositifs de sécurité. Les déficits existants en matière de diversité, de redondance ainsi que d'indépendance et de démantèlement des systèmes et composants importants pour la sûreté augmentent nettement la probabilité de survenue d'accidents graves et entraînent ainsi de graves risques pour l'homme et l'environnement.

L'IRSN indique d'ores et déjà dans /IRSN 2023/ qu'il ne sera pas possible de réaliser l'ensemble des modifications du RP4 1300 pendant les périodes d'arrêt pour les visites décennales des réacteurs⁶⁴ . Actuellement, il est signalé que les installations de 900 MWe rencontrent également des problèmes importants dans la réalisation des programmes de mise à niveau dans les délais impartis. On peut donc se demander si les programmes de mise à niveau prévus seront réalisés dans les délais prévus et nécessaires pour garantir la sûreté des installations.

Les centrales de 1300 MWe ont été conçues en tenant compte des hypothèses de charge d'une exploitation de 40 ans au total. Une exploitation au-delà de cette durée n'était pas prévue dans la conception initiale. Il est donc particulièrement important de démontrer la sûreté des composants et des systèmes non interchangeables en tenant compte de leur vieillissement pour la période de la LTE prévue. La preuve de la sûreté ne doit pas être apportée au détriment des réserves de conception nécessaires.

En principe, les centrales nucléaires de 1300 MWe devraient être mises hors service lorsqu'elles ont atteint la durée de vie prévue, c'est-à-dire après 40 ans. Il ne devrait y avoir des exceptions à ce principe que si la sûreté de ces centrales nucléaires est comparable à celle de l'EPR. Si des écarts devaient être constatés, ils devraient être évalués en termes de risque résiduel et présentés dans un rapport de risque accessible au public.

⁶⁴ Voir aussi le communiqué de l'ASN à ce sujet : concernant la centrale nucléaire de Cattenom, tranche 4 : https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/centrale-nucleaire-de-cattenom-3e-reexamen-periodique-du-reacteur-4?fbclid=IwAR3dIBJcx_x_w1JeYEeo_9A5-gzbuqI6mkd0_YKNQW1_Oy2DlpHnClycyE

8 Bibliographie

- ASN 1980 : Prise en compte des risques liés aux chutes d'avions (Règles fondamentales de sûreté (RFS) No. I.2.a).
- ASN 2000 : "Lignes directrices techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération d'unités de production d'eau pressurisée nucléaire" adoptées lors des réunions plénières du GPR et des experts allemands les 19 et 26 octobre 2000.
- ASN 2001 : Règle fondamentale de sûreté n°2001-01 concernant les installations nucléaires de base (ASN Basic Safety Rule 2001-01).
- ASN 2001a : Protection des installations nucléaires contre les chutes d'avions, Publié le 13/09/2001, Date de la dernière mise à jour : 03/09/2021
- ASN 2010 : Déclaration de la Commission de l'ASN : "Quel niveau de sûreté pour les nouveaux réacteurs nucléaires construits dans le monde ?", communiqué de presse, publié le 07/07/2010
- ASN 2011 : Évaluation complémentaire de sûreté des centrales nucléaires françaises. Rapport de l'Autorité de sûreté nucléaire française, décembre 2011.
- ASN 2012 : Stress Test Peer Review Board : Peer Review Country Report - France
- ASN 2013 : Lettre ASN CODEP-DCN-2013-013464 du 28 juin 2013 relative au programme générique proposé par EDF pour la poursuite de fonctionnement des réacteurs en exploitation au-delà de leur quatrième réexamen de sûreté
- ASN 2013a : Leçons apprises et actions entreprises par la suite en France après l'accident de Fukushima, ASN 2013
- ASN 2014 : Questions posées à la France en 2014. Convention sur la sûreté nucléaire.
- ASN 2014a : L'ASN demande à EDF de se conformer à des exigences supplémentaires pour la mise en œuvre du "noyau dur de sécurité", ASN, Publié le 23/01/2014, Date de la dernière mise à jour : 01/06/2017

ASN 2015 : Fabien FERON, NPP Periodic Safety Reviews (PSR) in France, Autorité de sûreté nucléaire française (ASN), atelier ENSREG, avril 2015

ASN 2015a : Évaluation et suivi post-Fukushima. Plan national d'action français. Atelier ENSREG, Bruxelles 2015

ASN 2016 : Septième rapport national pour la réunion d'examen de 2017. Convention sur la sûreté nucléaire

ASN 2016a : Prise de position de l'ASN du 20 avril 2016 relative aux orientations générales pour le réexamen périodique de sûreté associé aux quatrièmes inspections décennales des réacteurs de 900 MWe, ASN.2016

ASN 2017 : Mise À Jour Du Plan D'action De L'autorité De Sûreté Nucléaire (Updated National Action Plan of the French Nuclear Safety Authority). Suivi du Test de Stress des Centrales Nucléaires Françaises (Suivi Des Tests De Résistance Des Centrales Nucléaires Françaises). ASN 2017

ASN 2017a : Conception des réacteurs à eau sous pression (Guide ASN n° 22), 2017

ASN 2017b : ASN, Olivier GUPTA, La sûreté nucléaire en France, Défis à venir, EUROSAFE 2017

ASN 2017c : ASN, Sylvie Cadet-Mercier , Irrégularités et falsifications, Contexte et suggestions d'améliorations, Conférence ENSREG, 29 juin 2017

ASN 2018 : Décision n° 2018-DC-0655 de l'ASN du 27 novembre 2018

ASN 2019a : Lettre CODEP-DCN-2019-009228 du 11 décembre 2019, Orientations de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe d'EDF (RP4-1300)

ASN 2019b : ORIENTATIONS DU 4e RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS NUCLÉAIRES DE 1300 MWe, 16 octobre 2019

ASN 2019c : A la suite du séisme partiel du 11 novembre 2019, l'ASN fait le point sur la résistance au séisme des centrales nucléaires françaises, Publié le 23/12/2019

ASN 2023 : OBJECTIFS ET ENJEUX DE SÛRETÉ, Quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe Réunion de dialogue technique du 30 mai 2023

BASE 2022 : BASE - Office fédéral de la sécurité de la gestion des déchets nucléaires (2022), Prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires allemandes ? Situation au 26.07.2022.

BMU 2015 : Exigences de sécurité pour les centrales nucléaires du 3 mars 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B2)

COS 1997 : Confinement (Enceintes), Référence B3290 | Date de publication : 10 avr. 1997, Jean-Louis COSTAZ

EDF 2005 : FRENCH NUCLEAR PLANT LIFE MANAGEMENT STRATEGY APPLICATION ON REACTOR PRESSURE VESSELS AND STEAM GENERATORS LIFE MANAGEMENT, 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 18) Beijing, China, August 7-12, 2005 SMiRT18-D01-6

EDF 2011 : Cattenom, Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima, 15 septembre 2011. Disponible sur <https://www.asn.fr/sites/rapports-exploitants-ecs/EDF/cattenom/>, consulté en dernier lieu le 23.10.2023.

EDF 2012 : Long Term Operation For EDF Nuclear Power Plants : Towards 60 years, Françoise Ternon-Morin, Claude Degrave, IAEA -CN-194-036, 14-18 May Salt Lake City, 2012

EDF 2013 : THE FRENCH NUCLEAR PROGRAM : EDF'S EXPERIENCE, <http://apw.ee.pw.edu.pl/tresc/-eng/08-FrenchNucleamProgram.pdf>

EDF 2015 : EDF France modernisation programme for the existing NPPs, OECD/NEA Workshop, Innovations in Water-cooled Reactor Technologies, February 11-12th, 2015 - NEA Headquarters, Paris

EDF 2022 : 4 e réexamen de sûreté des réacteurs de 1300 MWe - dialogue technique
Journée du 9 décembre 2022, Améliorations de sûreté issues du 3 e réexamen 1300 MWe et du 4e réexamen 900 MWe

ENSREG 2012 : Stress Test Peer Review Board : Rapport national d'évaluation par les pairs - France

Franceinfo 2020 : Risques climatiques : quels sont les territoires les plus exposés en France métropolitaine ? Article rédigé par Marie-Adélaïde Scigacz, Brice Le Borgne, Mathieu Lehot-Couette, France Télévisions, Publié le 11/10/2020 06:59

GRS 2023 : Situation des centrales nucléaires en France - comment la situation a-t-elle évolué depuis l'été dans le pays voisin ?, GRS 2023

AIEA 1998 : IAEA-SM-353/41, DESIGN DESCRIPTION OF THE EUROPEAN PRESSURIZED WATER REACTOR, R. LEVERENZ, Nuclear Power International, Paris la Défense, France

AIEA 2006 : PRINCIPES FONDAMENTAUX DE SÛRETÉ, SÉRIE DE NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA No SF-1, Vienne 2006

IAEA 2013 : IAEA SAFETY STANDARDS SERIES, No. SSG-25 PERIODIC SAFETY REVIEW FOR NUCLEAR POWER PLANTS SPECIFIC SAFETY GUIDE, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2013

IAEA 2016 : IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SSR-2/1 (Rev. 1) SAFETY OF NUCLEAR POWER PLANTS : DESIGN SPECIFIC SAFETY REQUIREMENTS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2016

AIEA 2016a : Site Evaluation for Nuclear Installations (IAEA Safety Standards Series - Safety Requirements NS-R-3 (Rev. 1)), Vienne 2016

AIEA 2022 : Climate Change and Nuclear Power 2022. AIEA 2022, p. 50

IRSN 2009 : E. Raimond et al., Progrès dans la mise en œuvre des mesures de prévention des accidents majeurs sur les PWR français en exploitation - quelques points de vue et activités de l'IRSN, IRSN 2009

IRSN 2011 : E. RAIMOND, J.M. BONNET, G. CENERINO, F. PICHEREAU. F. DUBREUIL, J.P. VAN-DORSSELAERE, Poursuite des efforts pour améliorer la robustesse des REP français de Gén II vis-à-vis des risques d'accidents majeurs. EUROSAFE 2011- 11- 08

IRSN 2013 : Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance, IRSN 2013

IRSN 2010 : Pascal QUENTIN, Jean COUTURIER : Point de vue de l'IRSN sur l'évaluation du fonctionnement à long terme des installations, IRSN, Forum EUROSAFE 2010

IRSN 2015 : Patricia Dupuy, Carine Delafond, Alexandre Dubois : Provisions de conception temporaires et à long terme prises sur la flotte française du PPN pour faire face aux black-out des stations ex-tendues en cas d'événements extérieurs rares et graves IRSN, France, NEA/CSNI/R(2015)4

IRSN 2015a : Accidents de fusion du cœur d'un réacteur nucléaire. État actuel des connaissances, IRSN 2015

IRSN 2015b : POSITION de l'IRSN, Sûreté et protection radiologique sur les sites nucléaires en France en 2014, IRSN 2015

IRSN 2016a : POSITION de l'IRSN, Sûreté et protection radiologique sur les sites nucléaires en France en 2015, IRSN 2016

IRSN 2016b : G. Cénérino, N. Rahni, P. Chevrier, M. Dubreuil, Y. Guigueno, E. Raimond, J.-M. Bonnet : Stratégie de mitigation des accidents graves pour les REP de génération II en France - Quelques résultats de la revue périodique de sûreté en cours de la série des REP français de 1300 MWe, IRSN 2016

IRSN 2016c : J.M. Bonnet, E. Raimond, G. Cénérino, D. Vola, F. Fichot : Stratégie de stabilisation du corium en cas d'accident grave pour les REP français, Réunion technique de l'AIEA sur la phénoménologie et les technologies pertinentes pour la rétention des masses en fusion dans les cuves et le refroidissement du corium ex-vessel, Shanghai, Chine 17-21 octobre 2016

IRSN 2017 Note d'information, Non-tenue au séisme des groupes électrogènes de secours à moteur Diesel des réacteurs nucléaires du palier 1300 MWe, : 21 juin 2017

IRSN 2023 : DIALOGUE TECHNIQUE SUR LE 4ÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE, Réunion du 30 mai 2023 - Agressions d'origine externe

IRSN 2023a : DIALOGUE TECHNIQUE SUR LE 4E RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE JOURNÉE DU 30 JUIN 2023 - Cuve des réacteurs

IRSN 2023b : MODIFICATIONS ET TRAVAUX ASSOCIÉS AU 4ÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE, Dialogue technique sur le RP4 1300 Échanges du 3 octobre 2023

IRSN 2023c : DIALOGUE TECHNIQUE SUR LE 4E RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE JOURNÉE DU 30 MAI 2023 Enceinte de confinement - Vieillessement

IRSN 2023d : DIALOGUE TECHNIQUE SUR LE 4E RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE, JOURNÉE DU 30 MAI 2023, Accidents graves

Leers 2020 : Augmentation préoccupante des incidents graves sur le parc nucléaire EDF, 13.12.2020,
<https://journaldelenergie.com/nucleaire/augmentation-incidents-graves-nucleaire-edf/>

UE 2014 : DIRECTIVE DU CONSEIL 2014/87/EURATOM du 8 juillet 2014 modifiant la directive 2009/71/ Euratom établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires

EUR 1984 : Methodology for coping with accidents of external and internal origin in PWR power stations. A comparison of the rules and codes of practice in use in Belgium, France, the Federal Republic of Germany, the United Kingdom and the United States of America (EUR 10782 EN), 1984

- Ferraro 2015 : Programme de modernisation d'EDF France pour les NPPs existantes, Paris février 2015
- Öko 2018 : Déficients de sécurité de la centrale nucléaire de Cattenom, Darmstadt, mars 2018
- Raimond et. al. : Raimond, E. ; Bonnet, J.-M. ; Cenerino, G. ; Pichereau, F. ; Dubreuil, F. & van-Dorsselaere, J. P. : Poursuite des efforts pour améliorer la robustesse des REP français Gen II face aux risques d'activités graves. Évaluation de la sécurité et activités de recherche. Eurosafe 2011, Paris.
- RSK 2019 : Recommandation de la RSK, 512e réunion de la Commission de sécurité des réacteurs (RSK) les 22 et 23 octobre 2019
- UBW 2020 : Chimie de la construction et matériaux de construction Durabilité du béton, professeur K.-Ch. Thienel, trimestre de printemps 2020
- UCL 2021 : 'L'énergie nucléaire n'est pas un pari sûr dans un monde qui se réchauffe - voici pourquoi', Paul Dorfman, The Conversation, juin 2021
- WENRA 2013 : Rapport sur la sécurité des nouvelles conceptions de réacteurs nucléaires - Étude du groupe de travail sur l'harmonisation des réacteurs RHWG mars 2013
- WENRA 2015 : Guidance Document Issue T : Natural Hazards Head Document, 2015
- WENRA 2017 : WENRA Guidance, Article 8a of the EU Nuclear Safety Directive : "Timely Implementation of Reasonably Practicable Safety Improvements to Existing Nuclear Power Plants", Rapport du groupe ad hoc à WENRA 13 juin 2017
- WENRA 2020 : Rapport WENRA Objectifs de sûreté pour les nouvelles centrales nucléaires et Rapport WENRA sur la sûreté des nouvelles conceptions de centrales nucléaires - Position du RHWG sur la nécessité d'une révision - 30 septembre 2020
- WENRA 2021 : Rapport WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors 2020 - 17th February 2021

Westinghouse 1984 : The westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant,
Pittsburgh, Pennsylvanie 1984

Annexe 1 : Informations sur les installations des centrales nucléaires avec des réacteurs de 1300 MWe à l'exemple de la centrale nucléaire de Cattenom / EDF 2011, Öko 2018 /

La conception de base des réacteurs de 1300 MWe en France s'inspire de celle des réacteurs fabriqués par Westinghouse /Westinghouse 1984/.

- Indications sur la technique de procédé

La figure 16 présente une vue d'ensemble des installations de traitement des centrales nucléaires de 1300 MWe.

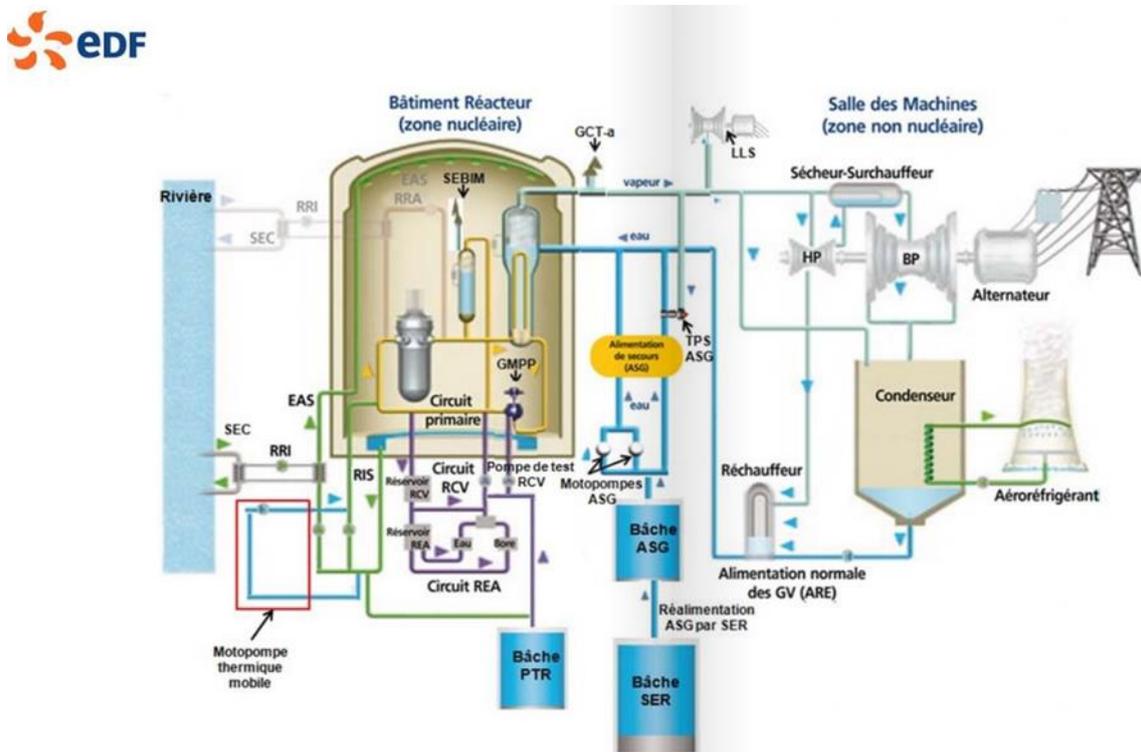


Figure 16 : Aperçu de la technique des procédés des centrales nucléaires de 1300 MWe (schéma de principe, source : /EDF 2011/ sh. also /IRSN 2016a/)

Chaque réacteur dispose d'un système de régulation de volume et d'alimentation en produits chimiques RCV à deux branches. Le RCV se compose essentiellement de deux pompes de chargement, d'une pompe d'essai de pression, de réchauffeurs intermédiaires et d'un réservoir d'égalisation de volume. L'alimentation du RCV en eau déminéralisée ou en acide borique est assurée par le système d'acide borique et d'eau déminéralisée REA, dans lequel deux pompes à acide borique permettent de fournir au RCV de l'eau déminéralisée ou de l'acide borique à partir de deux réservoirs d'acide borique.

Dans le cas où les pompes d'alimentation haute pression ISMP ne sont pas disponibles, il est possible d'injecter de l'eau borée du PTR dans le circuit primaire au moyen de la pompe d'essai de pression entraînée par le moteur pour maintenir l'alimentation en eau de barrage des pompes principales de réfrigérant.

Le refroidissement secondaire du réacteur côté primaire est assuré par le système de refroidissement secondaire à deux voies RRA. Outre le post-refroidissement opérationnel, le post-refroidissement à long terme du cœur du réacteur s'effectue via le RRA en cas d'incidents sans perte de réfrigérant ou en cas d'incidents avec perte de réfrigérant côté primaire, lorsque la puissance de post-régénération ne peut pas être entièrement évacuée dans l'enceinte de confinement via la fuite. Celui-ci prélève du réfrigérant à basse pression dans le circuit primaire et le réinjecte dans le circuit primaire via des échangeurs de chaleur.

La chaleur est transférée via les échangeurs de chaleur au système de refroidissement intermédiaire à deux voies RRI et ensuite au système d'eau de refroidissement secondaire à deux voies SEC.

Pour une injection dans le circuit primaire lorsque la cuve du réacteur est ouverte, une pompe d'injection mobile (motopompe thermique mobile) est disponible sur le site et peut injecter du réfrigérant dans le circuit primaire à partir du réservoir de stockage du réfrigérant PTR. Celle-ci est raccordée à titre préventif pendant un arrêt avec le circuit primaire ouvert. Conformément aux règles d'exploitation, il ne doit pas y avoir plus d'une tranche à la fois dans un état d'installation avec circuit primaire ouvert. La pompe d'alimentation mobile n'est pas qualifiée sur le plan sismique.

Une évacuation de la chaleur du confinement en cas d'incident de perte de réfrigérant est possible avec le système d'aspersion du confinement à deux voies EAS. Pour ce faire, le système peut faire passer le réfrigérant par des échangeurs de chaleur dans lesquels la chaleur est évacuée vers le RRI et, par-dessus, vers le SEC. Le liquide de refroidissement est aspiré soit à partir du simple réservoir de stockage du liquide de refroidissement PTR (Bâche PTR), soit à partir du puisard de confinement, puis pulvérisé dans le confinement après dissipation de la chaleur.

L'injection de réfrigérant dans le circuit primaire en cas de panne de perte de réfrigérant est assurée par le système d'injection de sécurité RIS. Tant que le circuit primaire est sous haute pression, une alimentation peut être effectuée par deux pompes d'alimentation haute pression (ISMP). Celles-ci accèdent au réservoir de stockage du réfrigérant PTR via une conduite commune. Le système dispose en outre de quatre accumulateurs de pression qui alimentent la branche froide du circuit primaire en cas de baisse de la pression du circuit primaire. Lorsque la pression du circuit primaire est basse, l'alimentation est assurée par deux pompes d'alimentation basse pression (ISBP) qui peuvent aspirer aussi bien dans le PTR que dans le puisard de confinement.

Pour la limitation et la décharge de la pression côté primaire, il y a les soupapes de décharge à support de pression SEBIM. Sur les trois vannes, deux sont alimentées électriquement à partir d'une branche de l'alimentation électrique de secours, la troisième à partir de la deuxième branche.

Le système d'alimentation de secours ASG sert de système de démarrage et d'arrêt ainsi que d'évacuation de la chaleur côté secondaire en cas de panne. Ce système à deux branches comprend dans chaque branche une pompe d'eau d'alimentation entraînée par un moteur ainsi qu'une pompe d'alimentation turbo entraînée par de la vapeur vive. Les deux lignes ont recours aux réserves d'eau d'alimentation du réservoir d'eau d'alimentation de secours ASG, d'un volume d'environ 1700 m³, qui est simplement disponible. Sa réserve d'eau d'alimentation peut être reconstituée par une alimentation passive à partir d'un réservoir SER (Bâche SER) d'eau déminéralisée du système d'eau d'alimentation. Le système d'air comprimé SAR ou le turbo-alternateur LLS entraîné par la vapeur vive est nécessaire pour faire fonctionner les pompes d'alimentation du turbo. La vapeur produite au niveau secondaire peut être rejetée dans l'atmosphère par des vannes d'évacuation de vapeur vive GCT-a.

Des ouvrages d'alimentation (OAR) sont disponibles pour l'approvisionnement en eau de refroidissement. Le retour de l'eau de refroidissement se fait par des pompes d'eau de refroidissement secondaires vers un ouvrage de sortie. En cas de risque d'obstruction de l'ouvrage d'entrée par des débris flottants, il est possible d'arrêter les pompes d'alimentation des équipements non essentiels à la sûreté et de réduire ainsi le risque d'obstruction de l'entrée pour l'alimentation en eau de refroidissement, essentielle à la sûreté.

- **Données relatives à l'alimentation en énergie électrique**

La figure 17 présente la vue d'ensemble de l'alimentation en énergie électrique du rapport d'analyse post-Fukushima /EDF 2011/, tandis que la figure 18 montre déjà une mesure de rééquipement (Mini UDG) /IRSN 2015/. Mais la figure 18 montre aussi que la structure de principe de l'alimentation en énergie électrique reste inchangée.

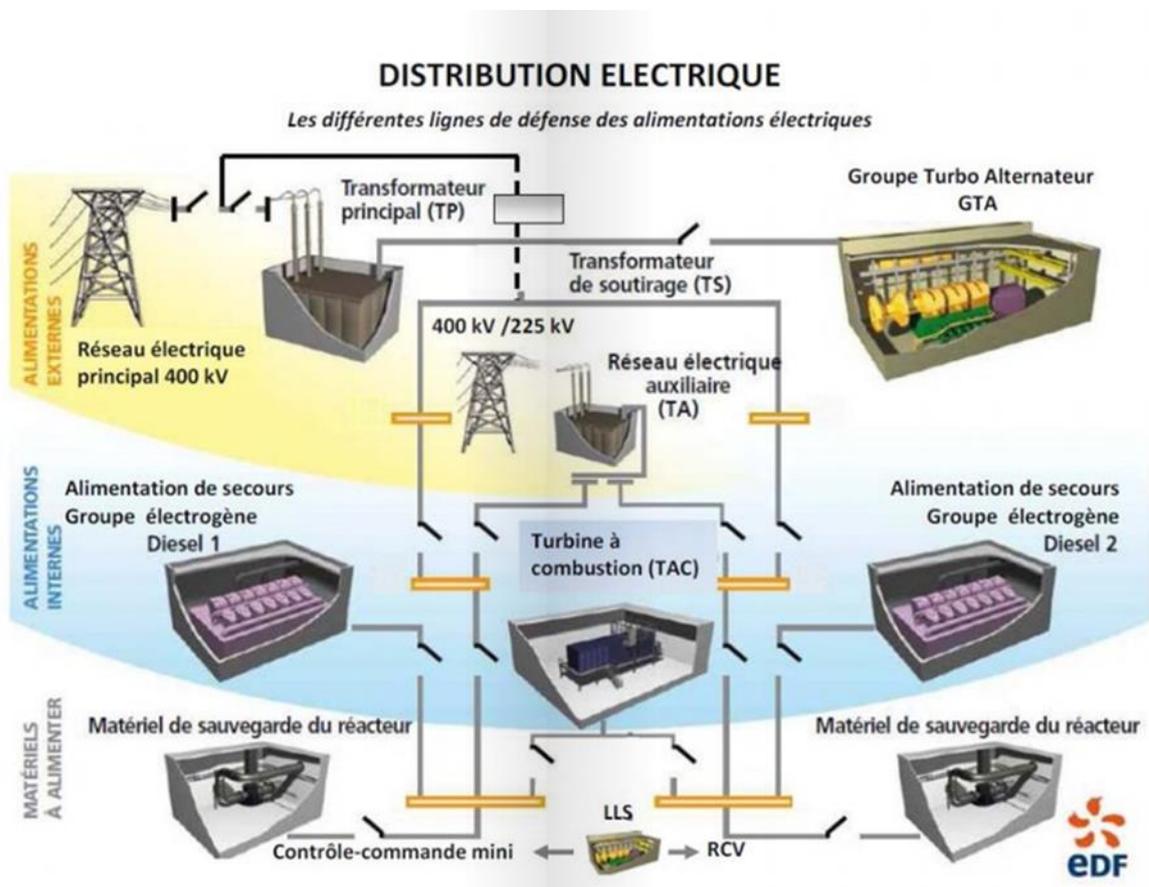


Figure 17 : Schéma de principe de la distribution de courant dans un réacteur nucléaire /EDF 2011/.

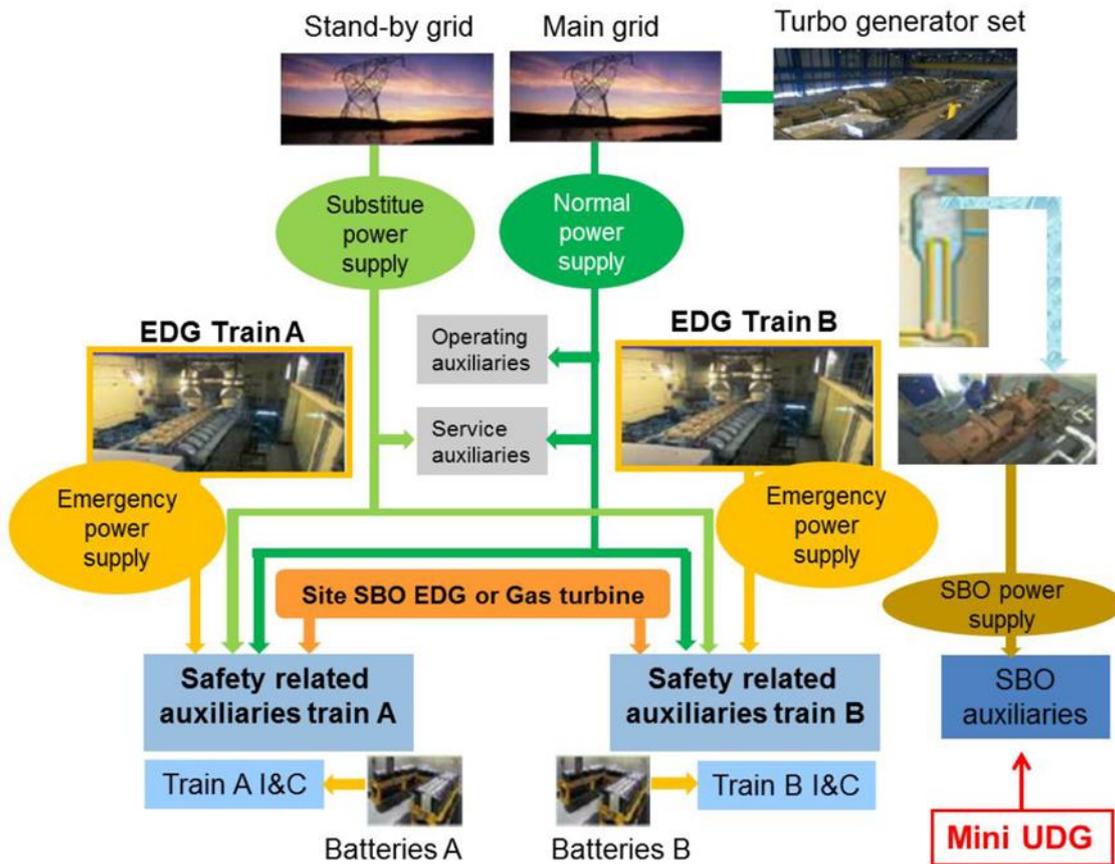


Figure 18 : Vue d'ensemble de l'alimentation en énergie électrique, y compris Mini UDG, dans les centrales nucléaires françaises (schéma de principe, source : /IRSN 2015/)

("Sur les centrales nucléaires françaises, chaque réacteur est équipé de deux générateurs diesel de secours (EDG), conçus pour alimenter en électricité des tableaux de distribution de 6,6 kV. Ces panneaux, appelés "LHA" et "LHB", sont le support électrique de deux trains de sûreté redondants, à savoir le train A et le train B. Comme mesure temporaire, un petit générateur diesel (appelé "Mini UDG") permettra d'alimenter en énergie de secours (par des manœuvres manuelles) pas plus que le minimum I&C nécessaire dans une situation SBO (Station Blackout), l'évent et l'éclairage dans la salle de contrôle. Ce petit générateur diesel est installé dans un conteneur situé à proximité

du bâtiment électrique. Les Mini UDG ont déjà été installés sur des unités d'exploitation (une par unité)" /IRSN 2015/.

Chaque tranche est raccordée au réseau électrique national de 400 kV par un réseau électrique principal et un réseau électrique auxiliaire (figure 17). En outre, en cas de panne du réseau externe, les tranches peuvent s'alimenter en électricité via leur propre générateur (groupe turbo alternateur).

En cas de perturbation de l'alimentation en énergie électrique, un délestage est effectué sur demande avec une alimentation via le transformateur de demande propre (TS).

Chaque bloc est relié au réseau 225 kV par un transformateur de réserve (TA). Ce raccordement au réseau de réserve permet d'alimenter les rails de besoins propres et de soutenir mutuellement plusieurs tranches. Cette possibilité de raccordement permet également d'alimenter la centrale nucléaire via des groupes électrogènes situés à proximité immédiate.

Chaque unité dispose de deux diesels de secours, la capacité d'un diesel de secours devant suffire à alimenter en énergie électrique une redondance des équipements importants pour la sûreté en cas d'incident.

Les diesels de secours alimentent les distributions de secours de 6,6 kV d'une tranche et sont démarrés automatiquement en cas de perturbations du réseau principal et du réseau de réserve via la chute de tension sur les rails de secours. Des réserves de diesel doivent être disponibles sur le site de l'installation pour un fonctionnement de plusieurs jours (au moins 3,5). L'approvisionnement en gazole doit également être garanti au-delà de cette période.

L'alimentation en eau de refroidissement des diesels de secours doit être assurée pour une période de fonctionnement de plus de 15 jours. La réserve d'air comprimé doit être suffisante pour au moins cinq tentatives de démarrage par groupe diesel, les générateurs d'air comprimé liés aux groupes diesel assurant leur réapprovisionnement. Les diesels de secours ne doivent donc pas être dépendants du système d'air comprimé. Les diesels de secours et les rails d'alimentation de secours correspondants sont qualifiés pour les effets sismiques.

Les centrales nucléaires sont équipées d'une turbine à gaz (TAC) en fonction du site. En cas de besoin, cette turbine peut être branchée manuellement sur les barres d'alimentation de secours d'une tranche. Sa capacité doit être suffisante pour alimenter en énergie électrique les équipements nécessaires à la sûreté en cas d'incident. La turbine n'est pas qualifiée pour les actions sismiques.

Selon /IRSN 2016a/, sur les installations des réacteurs de 1300 MWe équipés d'une TAC, le fonctionnement du système d'alimentation haute pression n'est pas possible pour des raisons de bilan de puissance, car une occurrence simultanée - une défaillance de l'alimentation électrique de secours avec un accident de perte de réfrigérant - n'a pas été supposée dans le cadre de la conception.

Afin de pallier une période sans tension jusqu'à la montée en puissance des diesels de secours et d'assurer des fonctions importantes même en cas de panne complète de l'alimentation électrique en courant alternatif, les tranches disposent en outre de plusieurs barres de courant continu et alternatif alimentées par des batteries. Les batteries doivent avoir une capacité supérieure à une heure. Les rails sont qualifiés pour résister aux effets sismiques. Selon /ASN 2016, p. 170/, la capacité des batteries a entre-temps été portée à deux heures dans le cadre d'une redondance en réaction à l'événement de Fukushima.

Les centrales nucléaires disposent toujours de turbo-alternateurs (LLS) entraînés par de la vapeur vive. Ce turbo-alternateur est en mesure d'alimenter certains dispositifs électriques. Il peut notamment alimenter deux des trois soupapes de décharge de vapeur vive, la commande de la pompe d'alimentation du turbo ainsi que la pompe d'essai de pression. Le système est qualifié pour les effets sismiques. Le système LLS doit garantir le fonctionnement des pompes d'injection turbo pendant au moins 24 heures, même en cas de panne du système de refroidissement du bâtiment.

- **Données relatives au refroidissement des piscines de stockage des éléments combustibles**

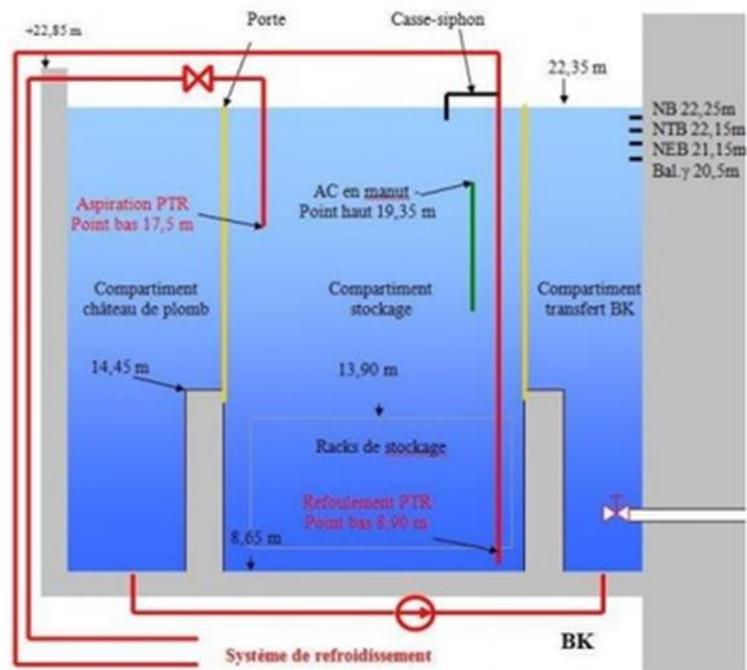


Figure 19 : Système de refroidissement PISCINE DU BATIMENT COMBUSTIBLE (BK) /EDF 2011/

Le système de refroidissement de la piscine de stockage PTR est utilisé pour refroidir les éléments combustibles dans la piscine de stockage. Ce système peut évacuer la chaleur résiduelle des éléments combustibles usés de la piscine de stockage via deux pompes et deux échangeurs de chaleur. Ce système a également recours à la cuve de stockage du réfrigérant PTR. Lorsque le circuit primaire est ouvert, le système de refroidissement de la piscine de stockage peut également être utilisé pour refroidir le cœur du réacteur en cas de défaillance du système de post-refroidissement RRA. La chaleur est évacuée par le système de refroidissement intermédiaire RRI et le système d'eau de refroidissement secondaire SEC. Conformément à la figure 19, la conduite de soutirage du système de refroidissement de la piscine se raccorde à la piscine de stockage à une hauteur de 17,15 m et est protégée par des vannes d'arrêt contre une perte d'eau de la piscine en cas de défaillance de la tuyauterie. Les conduites d'alimentation se raccordent en revanche à une profondeur de 8,90 m (en dessous des éléments combustibles stockés) dans le bassin. Elles sont sécurisées par ce que l'on appelle des casse siphon, qui doivent empêcher une perte d'eau du bassin de stockage par effet d'aspiration en cas de défaillance de la tuyauterie.

- **Indications sur la protection d'urgence interne à l'installation**

Les accidents graves n'étaient pas pris en compte dans la conception initiale des réacteurs de 1300 MWe. Néanmoins, tous les réacteurs français de 1300 MWe en service disposent désormais d'équipements et de procédures pour la gestion des accidents graves (recombineurs d'hydrogène passifs autocatalytiques (PARs), Emergency Filtered Containment Venting System (EFCVS), instrumentation pour les accidents graves ...) suite aux vérifications effectuées (PSRs, ...) /IRSN 2009/.

Le référentiel de sûreté des accidents majeurs pour les réacteurs de 1300 MWe a été analysé par l'IRSN lors du 3e RP en tenant compte des points suivants :

- La fréquence des accidents graves et leurs conséquences radiologiques devraient être aussi faibles que possible.
- les stratégies de gestion des accidents majeurs doivent être aussi sûres que possible (les conséquences radiologiques à l'extérieur et en dehors du site doivent être aussi limitées que possible)
- La robustesse des équipements utilisés pour faire face aux accidents majeurs devrait être assurée. Elle concerne le comportement des équipements dans des conditions d'accident grave (pression, température, rayonnement, ...), leur protection contre les événements internes et externes et également leur fiabilité (comportement correct des équipements nécessaires dans des conditions d'accident grave).

Des recombineurs autocatalytiques passifs (RAP) sont installés dans les enceintes de confinement des différentes tranches pour une dégradation de l'hydrogène en cas d'accident grave. Les installations disposent de la possibilité d'une dépressurisation filtrée de l'enceinte de confinement (procédure U5) afin d'éviter une défaillance de l'enceinte de confinement due à une augmentation de la pression à long terme. Pour ce faire, les gaz du confinement sont rejetés dans l'environnement via des préfiltres métalliques situés dans le bâtiment du réacteur et un filtre à lit de sable. Pour ce faire, il est nécessaire d'ouvrir manuellement deux vannes d'arrêt situées à l'extérieur de l'enceinte de confinement. Avant la mise en service de la décharge de pression filtrée, le système est préchauffé par le courant de la batterie afin d'éviter une explosion d'hydrogène dans le système après la condensation de l'atmosphère de vapeur provenant de l'enceinte de confinement. Le système n'est pas conçu pour résister aux séismes au-delà des vannes

d'arrêt à l'extérieur de l'enceinte de confinement⁶⁵. La salle de contrôle reste disponible après une dépressurisation filtrée.

En cas de défaillance du système de refroidissement du bassin de stockage, il est prévu de refroidir le bassin de stockage par évaporation. Les pertes d'eau du bassin de stockage doivent se faire par une alimentation provenant du système distribution d'eau déminéralisée (SED) ou du système d'extinction d'incendie (JPP, JPD, JPI). Pour évacuer à plus long terme la vapeur d'eau produite, il est prévu d'ouvrir manuellement une porte du bâtiment avant que la pression et la température dans le bâtiment du bassin de stockage ne dépassent 50°C. La vapeur d'eau est ensuite évacuée vers l'extérieur par un système de ventilation.

Dans le système d'eau déminéralisée, un réservoir de 800 m³ d'eau déminéralisée est disponible sur le site de l'installation pour toutes les unités, une alimentation peut être assurée par deux pompes du système SED. Les pompes du système SED sont alimentées électriquement à partir de deux tranches différentes, mais ne sont pas protégées par une alimentation de secours.

Le système d'extinction d'incendie dispose de réserves d'eau d'extinction propres à chaque tranche (JPD, JPI), qui peuvent être partiellement (JPD) reliées transversalement entre les différentes tranches. La distribution de l'eau d'extinction se fait par bloc via deux pompes protégées contre les courants de secours (JPP), un soutien d'une tranche via les pompes d'une autre tranche est possible. En outre, il est également possible d'établir une alimentation électrique d'une pompe via le générateur de secours supplémentaire TAC.

Annexe 2 : Informations sur les tâches et la structure du noyau dur

L'ASN a exigé la mise en place d'un "noyau dur de sécurité" pour les centrales nucléaires françaises /ASN 2013//. Le "noyau dur" doit comprendre pour l'essentiel

- un générateur diesel (mobile) supplémentaire,

⁶⁵ Les discussions actuelles sur la mise à niveau des réacteurs de 1300 MWe laissent présager que des décisions seront prises en matière de renforcement sismique.

- un approvisionnement autarcique
- de la piscine de stockage du combustible
- le réservoir du système d'alimentation de secours ainsi que
- du réservoir d'inondation du système d'alimentation de sécurité

d'une source disponible toute l'année - soit un puits d'eau souterraine, soit un lac.

Le générateur diesel doit fournir la puissance nécessaire au fonctionnement d'une pompe d'alimentation de secours en eau et d'une pompe d'alimentation de la cuve du réacteur. En outre, la puissance doit être suffisante pour alimenter les bras de fermeture du bâtiment ainsi que la ventilation de la salle de commande, du bâtiment des installations auxiliaires et du bâtiment de la piscine de stockage des assemblages combustibles. Les installations faisant partie du "noyau dur de sécurité" doivent être conçues pour résister à des agressions externes à l'installation plus importantes que celles qui ont servi de base à la conception de la centrale nucléaire.

Le "noyau dur" doit permettre d'intégrer dans le concept de sûreté des installations existantes en France les fonctions nécessaires à la protection d'urgence interne de niveau 4 (p. ex. pour l'injection de réfrigérant côté primaire et secondaire) et à un système d'urgence (p. ex. bunkérisation d'équipements importants pour la sécurité). La figure 20 donne une vue d'ensemble de l'intégration du "noyau dur" dans une centrale nucléaire ().

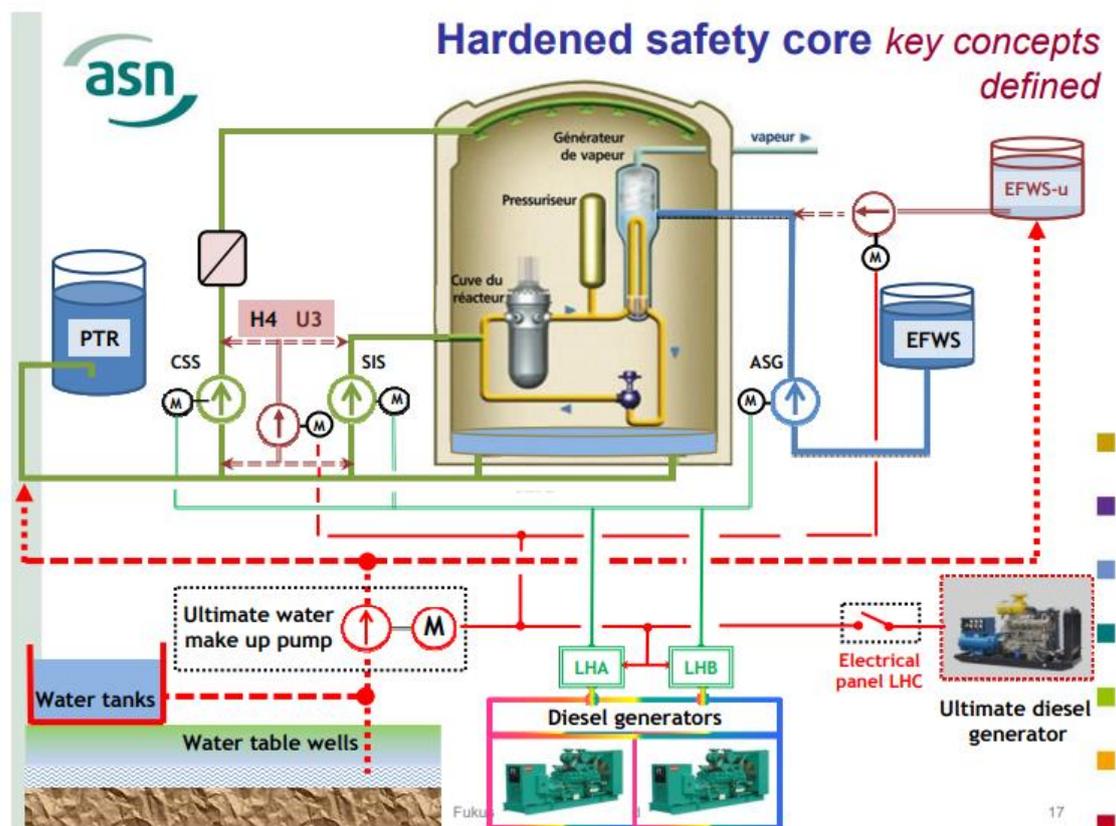


Figure 20 : Vue d'ensemble de l'intégration du "Hardened Safety Core" dans une tranche de centrale nucléaire /ASN 2013/.

"Dans le cadre du noyau dur, un générateur diesel de secours ultime (appelé "DUS") sera ajouté à chaque centrale d'exploitation afin d'améliorer la prévention des situations de black-out des stations et de permettre la prévention des SBO⁶⁶ induits par des séismes de conception différente ou des inondations externes. Il convient de noter que, compte tenu du calendrier du programme industriel du HSC, un déploiement progressif de ce générateur diesel ultime et de la distribution électrique associée est prévu. A court terme, afin d'améliorer la prévention des situations de panne électrique totale, certains équipements de sécurité existants seront alimentés par le DUS en utilisant la distribution électrique existante et une connexion supplémentaire entre un tableau de distribution 6,6 kV existant et le nouveau tableau de distribution "LHC". Ceci permettra d'assurer l'alimentation électrique de secours de certains équipements nécessaires en situation de SBO tels que le système d'alimentation d'urgence en eau, l'I&C minimum, l'aération et l'éclairage de la salle de contrôle, certains équipements nécessaires au fonctionnement du confinement (vannes d'isolation du confinement, système d'aération annulaire, mesures de pression du confinement...), des dispositions pour remplir le réservoir d'eau des générateurs de vapeur, le réservoir de stockage d'eau de re-fluxage et le réservoir de carburant usagé, une pompe à eau de maquillage du réacteur, quelques mesures. Dans l'étape finale, une architecture électrique dédiée associée au DUS constituera la fonction de support électrique du HSC. Par conséquent, ce réseau électrique fera partie du HSC et sera soumis aux mêmes exigences strictes. Suite à un

⁶⁶ station blackout

accident SBO, l'alimentation électrique du HSC sera donc assurée par le DUS. Ensuite, afin d'améliorer la robustesse du système en durée, des moyens externes apportés par la FARN pourront être connectés au tableau de commande "LHC".

Dans la phase finale, l'architecture électrique associée au DUS se caractérisera par l'intégration de moyens de transformation de la tension, du réseau de transport et de sources à basse tension, par exemple pour alimenter l'I&C ultime. Il comprendra également des connexions électriques vers tous les nouveaux composants du noyau dur ainsi que vers certains équipements existants également inclus dans le noyau dur. L'IRSN a souligné l'importance d'obtenir un réseau de distribution électrique dédié afin d'assurer l'indépendance et de limiter ainsi les risques potentiels de défaillance de cause commune. Cela soulève des difficultés lorsqu'il s'agit d'assurer la commutation des sources d'énergie pour les équipements existants. De nouvelles dispositions sont nécessaires pour alimenter en électricité les composants existants qui font partie du noyau dur et pour commuter entre les sources d'alimentation normales et celles du DUS. Suite aux conclusions de l'analyse IRSN des principes HSC, l'opérateur cherchera une diversification technologique dans la mesure où les tableaux de distribution 6,6 kV sont concernés.

Un nouveau bâtiment DUS sera mis en œuvre et comprendra la base de l'architecture électrique noyau dur, à savoir : -le générateur diesel ultime UDG, -le tableau de commutation 6,6 kV "LHC", -le tableau de bord 380 V alimentant I&C du DUS et les auxiliaires du DUS. Sur de nombreuses unités, les difficultés locales pour installer le bâtiment du DUS ont potentiellement pour conséquence un éloignement de l'îlot nucléaire. Par conséquent, un bâtiment électrique supplémentaire, plus proche des composants du noyau dur, abritera la distribution électrique basse tension des nouveaux équipements et le système de contrôle-commande ultime du noyau dur. " (figure 21).

/

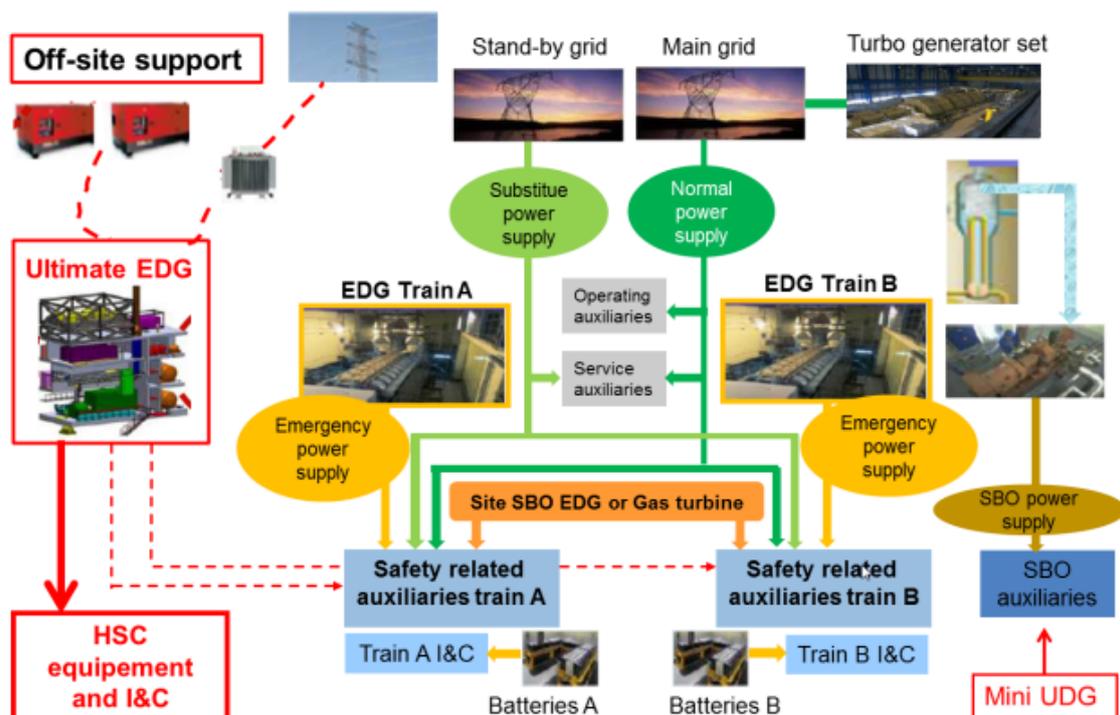


Figure 21 : Future architecture électrique sur les REP françaises, y compris les générateurs diesel d'ultime secours /IRSN 2015/.