

Etude en vue de l'augmentation du niveau de sûreté des réacteurs nucléaires du palier de puissance 900 MW en France dans le cas d'une prolongation de leur durée d'exploitation

Table des matières

1	Explication de la mission consistant à déterminer les exigences matière d'augmentation du niveau de sûreté des réacteurs français du palier 900 MW à prendre comme base en cas de prolongation de la durée d'exploitation.....	4
2	Description succincte du palier des réacteurs nucléaires REP (réacteurs à eau sous pression) de 900 MW en France	5
3	Informations concernant la technologie des réacteurs du palier 900 MW	9
	3.1 Principe de fonctionnement	9
	3.2 Indications concernant l'alimentation électrique.....	12
	3.3 Indications relatives aux dispositions et matériels de sauvegarde en cas d'accident.....	14
4	Niveau des exigences de sûreté à retenir en cas de projet de prolongation de la durée de vie d'un réacteur nucléaire	18
	4.1 Application du niveau généralement reconnu de la science et de la technique aux réacteurs nucléaires actuels en France.....	18
	4.2 Règles et directives à prendre comme base pour les profils d'exigences	29
	Règles et directives au plan international.....	29
	Règles dans d'autres pays européens.....	31
	4.3 Déduction des profils d'exigence.....	32
	4.3.1 Exigences de sûreté relatives à la protection contre les agressions externes avec prise en compte des évolutions du site	32
	4.3.1.1 Aléas naturels	34
	Impact des effets génériques.....	34
	4.3.1.2 Agressions dues à l'activité de l'homme	39
	4.3.2 Exigences de sûreté relatives au niveau de sûreté 3.....	43
	Synthèse relative à l'état de la science et de la technique concernant le critère de défaillance unique :.....	47
	4.3.2.3 Exigences en termes d'indépendance et d'absence d'interconnexions entre équipements de sécurité.....	53
	4.3.2.4 Exigences en termes d'indépendance et d'absence d'interconnexions entre plusieurs tranches d'un même site (site with multiple units)	

	58
4.3.3.1	Niveau de sûreté 4a (défaillance multiple d'équipements de sûreté)	68
5	Mise en œuvre des exigences de sûreté en vigueur dans les centrales nucléaires françaises équipées de réacteurs de 900 MWe, suivant le concept de réexamen périodique de sûreté appliqué en France	71
6.	Synthèse des exigences requises en vue d'améliorer la sûreté des centrales nucléaires équipées de réacteurs de 900 MWe dans le cadre d'une exploitation à long terme	84
	Bibliographie	92
	Annexe 1: EPR aircraft crashes	102
	<u>Annexe 2: structures and components of the "hardened safety core"</u>	104

Auteur : Prof. Dr.-Ing. habil. Manfred Mertins

Date de publication : Mars 2019

Traduit de l'original (allemand) par Elmar Hamm pour Greenpeace France

Avant-propos

Greenpeace a commandé une étude sur les questions relatives à la sûreté nucléaire dans le cadre d'une prolongation de la durée d'exploitation des réacteurs du palier 900 MW en France.

L'objectif de l'étude est de dégager les exigences de sûreté à respecter par les centrales nucléaires avec des tranches de 900 MW en France dans le cas où il serait prévu d'en prolonger de la durée d'exploitation.

Les règles et réglementations nucléaires applicables dans les pays voisins de la France, tels que la Belgique, l'Allemagne, mais aussi la Finlande et évidemment la France elle-même, constituent une référence pour les exigences de sûreté à fixer, en particulier les prescriptions que l'autorité française compétente ASN¹ impose au réacteur à eau sous pression européen (EPR) dans la mesure où elles représentent l'état de l'art en la matière. En outre, les recommandations pertinentes de l'AIEA² doivent être prises en compte.

Les "Niveaux de sûreté de référence pour les réacteurs existants " publiés par la Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) en septembre 2014 doivent notamment être pris en compte.

Il convient aussi d'indiquer globalement dans quelle mesure les exigences de sûreté actuellement en vigueur pourraient être mises en œuvre concrètement dans le cas des centrales nucléaires équipées de réacteurs du palier 900 MW.

¹ ASN - Autorité de sûreté nucléaire

² IAEA-International Atomic Energy Agency

1 Explication de la mission consistant à déterminer les exigences en matière d'augmentation du niveau de sûreté des réacteurs français du palier 900 MW lesquelles seraient à prendre comme base en cas de prolongation de leur durée de vie

La prolongation de la durée d'exploitation des tranches est à l'ordre du jour dans un certain nombre de pays utilisant l'énergie nucléaire. Les raisons d'une telle prolongation sont de nature différente, mais cela ne fait pas partie du présent rapport. Le niveau de sûreté à atteindre en cas de prolongation de la durée d'exploitation d'un réacteur nucléaire est toutefois déterminant. L'objectif de cette étude est donc de développer et de proposer les exigences de sûreté à respecter par les tranches nucléaires de 900 MW en France si une prolongation de la durée d'exploitation de ces réacteurs était envisagée.

En général, les tranches nucléaires dont on envisagerait une prolongation de la durée d'exploitation ont été conçues à la fin des années 1960 ou au début des années 1970 et elles ont été construites sur cette base. Les leçons des catastrophes nucléaires de Three Mile Island aux États-Unis, de Tchernobyl dans l'ex-Union soviétique et de Fukushima au Japon, qui ont conduit chacune à un renforcement considérable des exigences de sûreté en vigueur alors, n'ont évidemment pas pu être prises en compte dans leur dimensionnement, mais ces exigences constituent désormais le référentiel de sûreté pour les centrales nucléaires qui sont actuellement en construction ou doivent être exploitées au-delà de leur durée d'exploitation prévue initialement. Une telle prolongation de la durée de fonctionnement est actuellement visée par l'électricien français qui exploite les réacteurs nucléaires du palier de puissance 900 MW.

Les réglementations techniques applicables dans les pays voisins de la France, tels que la Belgique, l'Allemagne, mais aussi la Finlande et évidemment la France elle-même, constituent une référence pour les exigences de sûreté à fixer, en particulier les prescriptions que l'autorité de sûreté française ASN impose à l'EPR dans la mesure où elles représentent l'état de l'art scientifique et technique. En outre, les recommandations pertinentes de l'AIEA doivent être prises en compte.

Les "Niveaux de sûreté de référence pour les réacteurs existants" publiés par la Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) en septembre 2014 doivent notamment être pris en compte.

Il est également prévu d'indiquer ici globalement dans quelle mesure les exigences de

sûreté actuellement en vigueur pourraient être mises en œuvre concrètement.

En conséquence, la présente étude énumère les profils d'exigences correspondant à l'état actuel de la sûreté et recommande leur application aux centrales nucléaires françaises comportant des réacteurs de 900 MW dans le cas d'une exploitation au-delà de leur durée de vie initiale d'environ 40 ans.

La présente étude évalue dans quelle mesure ces centrales nucléaires peuvent être remises à niveau en conformité avec les profils d'exigences actuels, avec une prise en compte de la proportionnalité.

2 Description succincte du palier des réacteurs nucléaires REP (réacteurs à eau sous pression) de 900 MW en France

La description synthétique de la technologie de cette filière est basée pour l'essentiel sur les informations provenant de :

- Électricité de France : Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima ; 15 septembre 2011 /1/1/
- Analyse des résultats du stress test de l'UE des centrales nucléaires de Fessenheim et de Beznau, Partie 1 : Fessenheim, Öko Institut et Physikerbüro Bremen, 2012 /71/.
- Autorité de Sûreté Nucléaire : Évaluation complémentaire de sûreté des centrales nucléaires françaises. Rapport de l'Autorité de sûreté nucléaire ; décembre 2011 /72/.

Les 58 réacteurs nucléaires actuellement en fonctionnement sont exploités par le groupe EDF /73/ (voir également Fig. 1). Un réacteur du type European Pressurized Reactor (EPR) /74/ est en construction sur le site de Flamanville depuis le 3 décembre 2007. Les réacteurs nucléaires en fonctionnement en France ont été conçus, construits et mis en service avant 2000. Le dernier réacteur mis en service est celui de Civeaux-2 en 1999.

Les deux tranches du site de Fessenheim comptent parmi les plus anciennes de France.

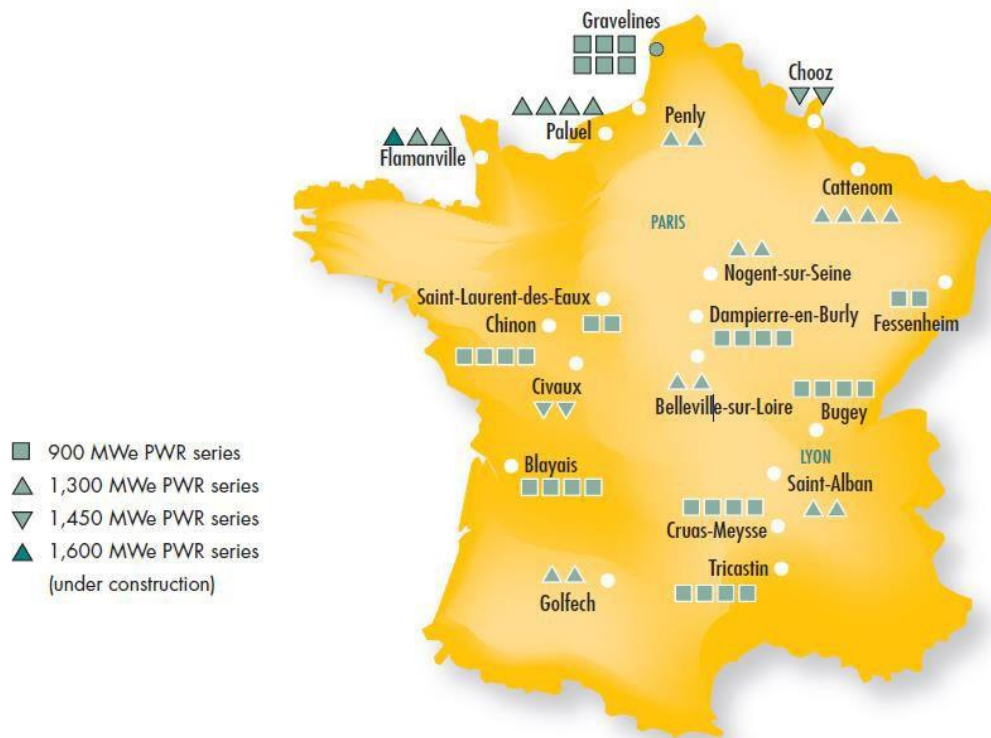


Figure 1 : centrales nucléaires en France (Source³)

Les deux réacteurs de la centrale nucléaire de Fessenheim ont été mis en service respectivement en 1977 et en 1978. Les quatre autres réacteurs de ce palier CP0 se trouvent à Bugey. Les centrales nucléaires du palier CP0 sont du type tranches jumelles. La conception de la filière CP0 est basée sur la conception de Westinghouse des années 1970 qui utilise une technologie à "3 boucles". La puissance électrique nette est d'environ 900 MW (pour une puissance thermique d'environ 2660 MW) par tranche. La chaleur du circuit primaire est transférée au circuit secondaire par l'intermédiaire de trois générateurs de vapeur, et la vapeur produite est utilisée pour faire fonctionner la turbine.

Les six réacteurs nucléaires du palier CP0 et les 28 réacteurs des paliers suivants, CP1 et CP2, d'une puissance nette unitaire d'environ 900 MW, sont toujours en service en France.

Les différences à l'intérieur d'un même palier CP(Y) de la filière nucléaire française des 900 MW concernent principalement la technique de réalisation et n'ont pas de justification en termes de sûreté nucléaire.

³ http://www.asn.fr/annual_report/2011gb/files/RA2011%20UK%20Chap%2012.pdf

« Dit en mots plus simples, les composants à l'intérieur des centrales nucléaires d'un même palier sont identiques et ils sont dimensionnés de la même manière. Les seules différences concernent les fondations (par exemple, à Cruas, compte tenu de la sismicité du site, le radier a dû être installé sur des patins antisismiques), la source froide (certaines tranches sont refroidies directement par le fleuve, d'autres utilisent l'eau de mer ou des tours de refroidissement) et le raccordement au réseau électrique. » /76/

Les piscines de désactivation des assemblages combustibles des réacteurs CP0, CP1 et CP2 sont situées à l'extérieur du bâtiment réacteur, dans un bâtiment de stockage distinct mitoyen du bâtiment réacteur (figure 2). Les piscines sont conçues pour des assemblages combustibles usés jusqu'à un taux de combustion unitaire maximal d'environ 52 GWj/t et une puissance de désactivation globale d'environ 6,5 MW.

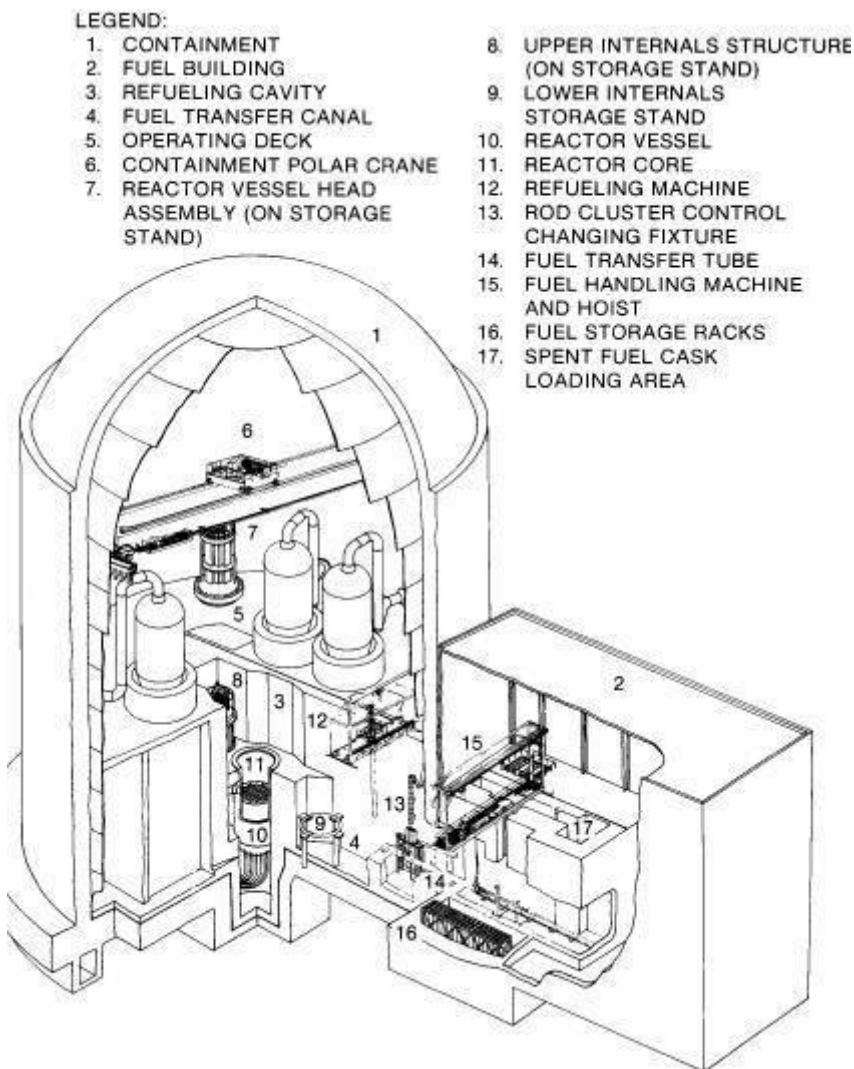


Figure 2 : Implantation de la piscine de refroidissement (désactivation) des assemblages combustibles à l'extérieur de l'enceinte de confinement (schéma de principe) /33/

Au moment de la conception des réacteurs CP0, CP1 et CP2 à la fin des années 1960 et au début des années 1970, les exigences en matière de sûreté des centrales nucléaires étaient considérablement plus faibles qu'à l'heure actuelle (voir chapitre 4). Par conséquent, ces réacteurs présentent des écarts importants par rapport aux exigences actuelles en ce qui concerne la conception des systèmes, p.ex. la redondance des systèmes de sûreté, leur séparation physique, leur qualification antisismique ainsi que leur résistance par rapport aux impacts globaux, tels que le fouettement de tuyauterie, les inondations internes ou les incendies. Les agressions externes globales telles que les séismes, les crues ou les chutes d'avion n'ont pas été systématiquement prises en compte dans la conception.

3 Informations concernant la technologie des réacteurs du palier 900 MW

a. Principe de fonctionnement

La figure 3 présente le schéma de principe du réacteur.

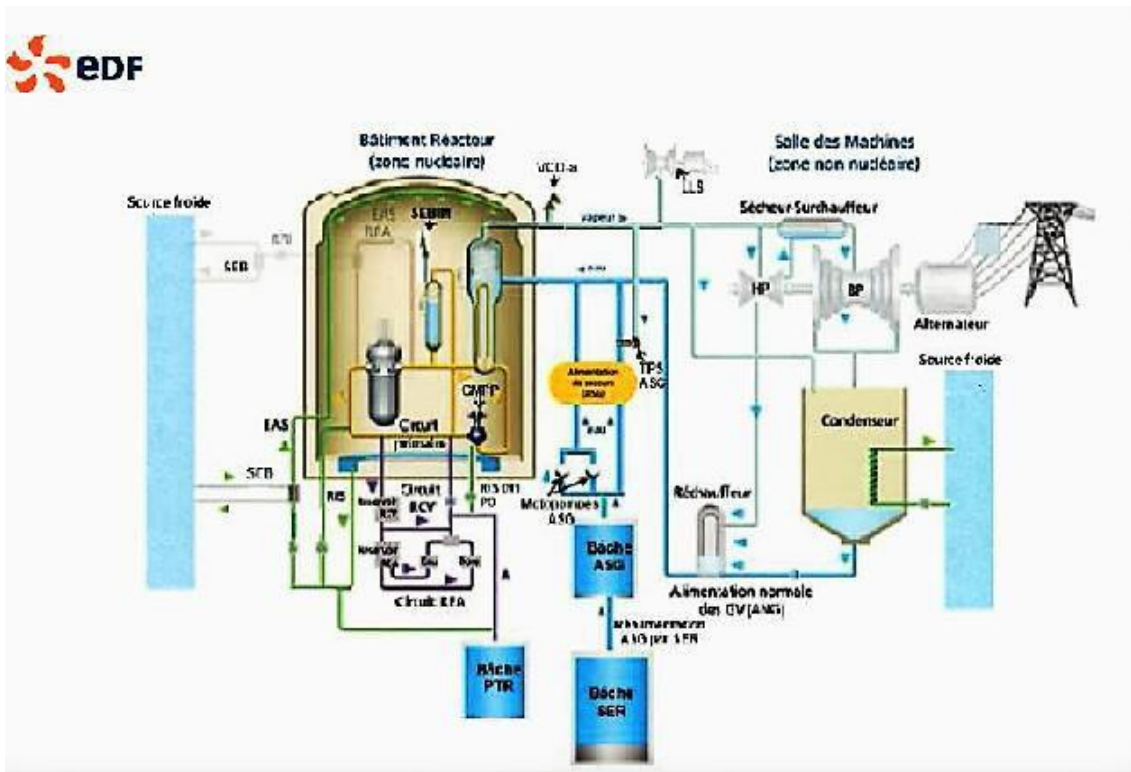


Figure 3 : Schéma de principe (source : EDF/1/)

Le système de contrôle chimique et volumétrique est situé dans le bâtiment des auxiliaires et est dédié à une tranche. Les principaux composants du système de contrôle chimique et volumétrique sont les trois pompes d'injection haute pression, le réchauffeur intermédiaire et le vase d'expansion. Le système de contrôle chimique et volumétrique assure la borication du circuit primaire et l'injection aux joints des pompes primaires. Les pompes d'injection haute pression peuvent également assurer l'injection aux joints d'une autre tranche du site. Le système de contrôle chimique et volumétrique est secouru par une alimentation électrique de secours et est dimensionné vis-à-vis de l'aléa sismique⁴.

⁴ "dimensionné contre l'aléa sismique" signifie que les dispositifs et équipements correspondants sont dimensionnés pour résister aux charges dues au séisme de référence retenu pour la centrale nucléaire correspondante (voir aussi chapitre 4).

Le système de contrôle chimique et volumétrique est alimenté en eau déminéralisée ou acide borique par le système d'acide borique et d'eau déminéralisée. Deux pompes sont disponibles pour le pompage à partir des réservoirs d'acide borique et d'eau déminéralisée vers le système de contrôle chimique et volumétrique. Le système d'acide borique et d'eau déminéralisée est dimensionné vis-à-vis de l'aléa sismique.

Le circuit de refroidissement à l'arrêt dédié à sa tranche se compose essentiellement de deux pompes basse pression et d'échangeurs de chaleur. La chaleur du réfrigérant primaire est évacuée par le circuit d'eau de refroidissement intermédiaire, puis par le circuit d'eau brute secouru. Le système de refroidissement à l'arrêt est secouru par une alimentation électrique de secours et est dimensionné vis-à-vis de l'aléa sismique.

Le circuit d'eau de refroidissement intermédiaire est implanté dans le bâtiment des auxiliaires. La chaleur du circuit d'eau de refroidissement intermédiaire est reprise par des échangeurs thermiques qui sont refroidis par le circuit d'eau brute secouru. Le circuit d'eau de refroidissement intermédiaire est secouru par une alimentation électrique de secours, les deux systèmes étant qualifiés aux séismes.

L'eau brute pour le refroidissement secondaire est prélevée dans l'ouvrage de prise d'eau via un système de filtration.

Le système d'aspersion de l'enceinte de confinement sert à évacuer la chaleur de l'enceinte de confinement en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire. Les principaux composants du système d'aspersion de l'enceinte de confinement sont deux pompes basse pression et les échangeurs associés. La chaleur est évacuée par le circuit d'eau de refroidissement intermédiaire et ensuite par le circuit d'eau brute sécurisé. Selon le déroulement de l'événement, l'eau de refroidissement est aspirée dans le réservoir de noyage ou dans le puisard de l'enceinte de confinement, et ensuite, après un refroidissement approprié, cette eau est pulvérisée dans l'enceinte de confinement. Le système d'aspersion de l'enceinte de confinement est secouru par une alimentation électrique de secours et est dimensionné vis-à-vis de l'aléa sismique.

Les principaux composants du système d'injection de secours sont un réservoir de noyage d'environ 1600 m³ de liquide de refroidissement boré et un réservoir d'acide borique concentré pour assurer la sous-criticité. Le système d'injection de sécurité dispose par ailleurs de trois accumulateurs et de deux pompes d'injection basse pression, qui peuvent aspirer aussi bien depuis le réservoir de noyage que depuis le puisard du bâtiment réacteur. En cas d'accident de perte de réfrigérant primaire à haute pression, les trois pompes HP du circuit de contrôle chimique et volumétrique débitent directement dans le circuit primaire. Les trois accumulateurs injectent dans le circuit primaire à partir d'une pression du circuit primaire de 40 bar. A basse pression, le réfrigérant est injecté par deux pompes d'injection basse pression. Le système d'injection de secours est raccordé à une alimentation électrique de secours et il est dimensionné vis-à-vis de l'aléa sismique. En cas d'indisponibilité des pompes d'alimentation haute pression, l'injection aux joints des pompes primaires s'effectue au moyen de la pompe d'essai de pression avec l'eau borée du réservoir de noyage.

Le pressuriseur comporte des vannes de décharge permettant de limiter et d'abaisser la pression du circuit primaire. Pour pouvoir les maintenir en position ouverte, il faut disposer d'une alimentation électrique et d'une commande. Pour protéger le circuit primaire contre les surpressions, le pressuriseur dispose de soupapes de sécurité.

Les principaux composants du système de refroidissement de la piscine des assemblages combustibles sont deux pompes basse pression et les échangeurs associés. La chaleur est évacuée par le circuit d'eau de refroidissement intermédiaire et le circuit d'eau brute secouru. Le système de refroidissement de la piscine est secouru par une alimentation électrique de secours et est dimensionné vis-à-vis de l'aléa sismique.

Les principaux composants du circuit d'eau alimentaire de secours secondaire sont les deux pompes alimentaires de secours et la turbopompe alimentée par de la vapeur vive. Le circuit alimentaire de secours des GV dispose d'une bêche alimentaire de secours qui peut être réapprovisionnée à partir des deux réservoirs de stockage du circuit d'eau de refroidissement conventionnel. Le circuit d'eau alimentaire de secours secondaire fonctionne également comme système de démarrage et d'arrêt ainsi que pour l'évacuation de la chaleur du circuit secondaire en cas d'incident. Le circuit d'eau alimentaire de secours du système secondaire est secouru par une alimentation électrique de secours et il est dimensionné vis-à-vis de l'aléa sismique.

Pour le réglage de la pression secondaire, de la vapeur peut être relâchée dans l'atmosphère à l'aide des vannes de décharge de vapeur vive. Chaque tranche dispose de trois vannes de décharge à l'atmosphère. Les vannes de décharge sont commandées par le système de contrôle-commande, l'activation nécessitant l'intervention du système d'air comprimé. Les vannes de décharge à l'atmosphère sont dimensionnées vis-à-vis de l'aléa sismique. La protection contre les surpressions du circuit secondaire est assurée par des vannes de sécurité de vapeur vive.

Le système d'air comprimé fournit l'air comprimé nécessaire, notamment pour le fonctionnement des vannes de décharge de vapeur vive et de la turbopompe d'injection. La tuyauterie, les vannes et les réservoirs d'air comprimé du système à air comprimé sont dimensionnés vis-à-vis de l'aléa sismique.

Le circuit d'eau de refroidissement de chaque tranche comprend un réservoir d'eau de refroidissement d'une capacité d'environ 1300 m³ chacun. Il existe des connexions croisées entre les réservoirs d'eau de refroidissement. Les réservoirs d'eau de refroidissement ne sont pas qualifiés aux séismes.

L'eau de la nappe phréatique nécessaire à l'alimentation en eau douce du système d'acide borique et d'eau déminéralisée est pompée dans un puits qui descend dans la nappe phréatique. Ces pompes ainsi que le puits d'eau souterraine ne sont pas dimensionnés vis-à-vis de l'aléa sismique.

3.2 Indications concernant l'alimentation électrique

DISTRIBUTION ELECTRIQUE

Les différentes lignes de défense des alimentations électriques

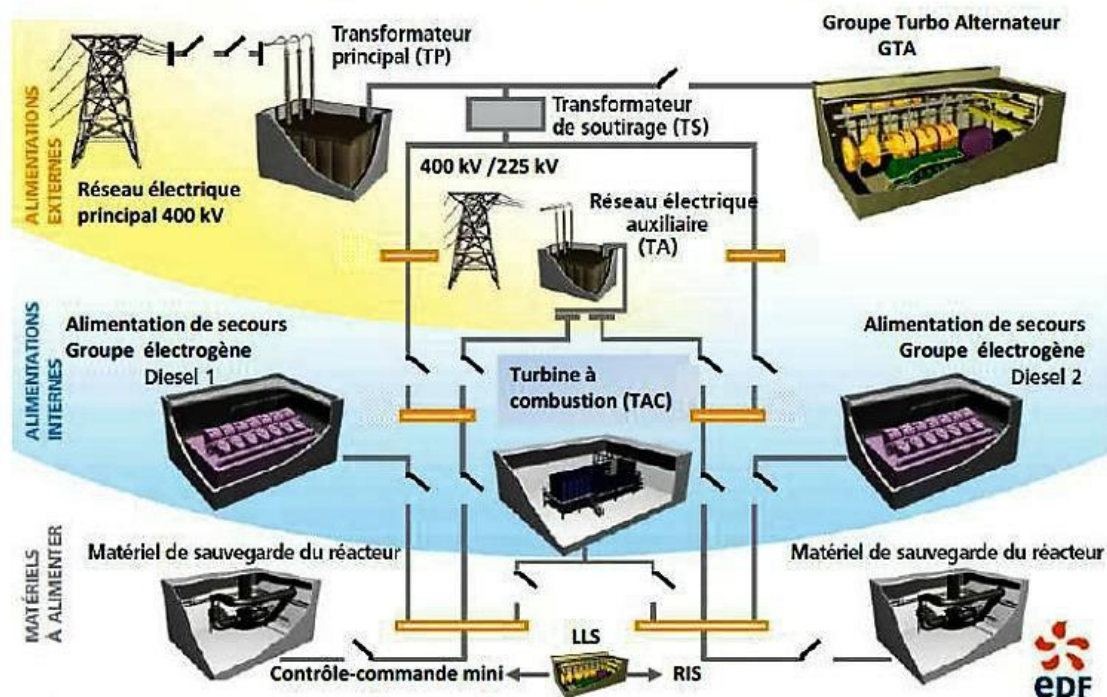


Figure 4 : Schéma de l'alimentation électrique (source : EDF/1/)

Chaque tranche est reliée au réseau 400 kV par un transformateur principal (TP). Il existe plusieurs jeux de barres de 6,6 kV pour l'alimentation des auxiliaires. Une alimentation croisée est possible lorsqu'il y a plusieurs tranches.

En cas de perte de l'alimentation électrique, il est procédé à un délestage avec alimentation des auxiliaires par le transformateur de soutirage (TS).

Chaque tranche est reliée au réseau 225 kV par un transformateur auxiliaire (TA). Cette connexion au réseau de réserve peut être utilisée pour alimenter le jeu des barres d'alimentation des auxiliaires ainsi que pour le secours mutuel en cas d'existence de plusieurs tranches sur le site. Ce raccordement permet également d'alimenter la centrale nucléaire par l'intermédiaire de producteurs d'électricité implantés à proximité immédiate du site.

Chaque tranche est équipée de deux diesels de secours, dont la capacité unitaire doit être suffisante pour assurer l'alimentation électrique d'une voie redondante des matériels importants pour la sûreté.

Les diesels de secours alimentent les distributions électriques de secours 6,6 kV d'une tranche et, en cas d'incidents sur le réseau principal et le réseau auxiliaire, ils sont automatiquement démarrés par l'intermédiaire de la chute de tension sur les jeux de barres de secours. Les réserves de carburant diesel disponibles sur le site doivent permettre une autonomie de fonctionnement de plusieurs (3,5) jours. L'approvisionnement en carburant diesel devra également être assuré au-delà de cette période.

L'alimentation en eau de refroidissement des diesels de secours devra être assurée pour une période de plus de 15 jours. La réserve en air comprimé doit être suffisante pour au moins cinq essais de démarrage par groupe diesel, les générateurs d'air comprimé dédiés aux diesels devant assurer son réapprovisionnement. Cela signifie que les diesels de secours ne dépendent pas du circuit d'air comprimé. Les diesels de secours et les barres d'alimentation de secours correspondantes sont qualifiés vis-à-vis de l'aléa sismique.

Une turbine à gaz (TAC) est disponible sur chaque site de centrale nucléaire. En cas de besoin, cette turbine peut être raccordée manuellement aux barres d'alimentation électrique de secours d'une tranche. La capacité doit être suffisante pour alimenter en énergie électrique les équipements importants pour la sûreté en cas d'incident. La turbine n'est pas dimensionnée vis-à-vis de l'aléa sismique.

Afin de permettre la transition pendant le laps de temps hors tension avant la montée en puissance des diesels de secours et l'assurance des fonctions importantes même en cas de perte complète de l'alimentation en courant alternatif, les tranches disposent également de plusieurs barres de courant continu et de courant alternatif alimentées par batterie. Les batteries doivent avoir une capacité de plus d'une heure. Les barres sont dimensionnées vis-à-vis de l'aléa sismique.

Pour chaque tranche nucléaire, il existe également un groupe turbo-alternateur (LLS) qui fonctionne à la vapeur vive. Ce turbo-alternateur est en mesure d'alimenter des équipements électriques sélectionnés. En particulier, deux des trois vannes de décharge de vapeur vive, la commande de la turbopompe d'injection et la pompe d'essai de pression peuvent être alimentées. Le système est qualifié vis-à-vis de l'aléa sismique.

3.3 Indications relatives aux dispositions et matériels de sauvegarde en situation d'urgence

Les tranches sont équipées d'un dispositif de dépressurisation filtrée de l'enceinte de confinement. En cas de besoin, la décompression de l'enceinte de confinement est engagée par deux vannes à ouverture manuelle. En cas de dépressurisation, l'atmosphère de l'enceinte de confinement passe à travers un filtre métallique destiné à retenir 90% des aérosols. Un tel filtre métallique existe en un seul exemplaire pour chaque tranche. Un filtre à sable monté en aval à l'extérieur de l'enceinte de confinement est utilisé pour la filtration complémentaire /75/. La dépressurisation filtrée doit être utilisée au plus tôt 24 heures après avoir atteint la pression de dimensionnement de l'enceinte de confinement ; la pression de déclenchement se situe entre 5 et 6 bar. Le filtre métallique et la tuyauterie à l'intérieur de l'enceinte de confinement sont qualifiés vis-à-vis de l'aléa sismique. Au-delà des vannes d'arrêt à l'extérieur de l'enceinte de confinement, le système n'est pas qualifié vis-à-vis de l'aléa sismique.

Les tranches sont dotées de recombineurs autocatalytiques passifs pour la réduction de la concentration de l'hydrogène produit en cas d'accident du réacteur.

En cas de perte de l'alimentation électrique de la centrale nucléaire, diverses mesures d'urgence internes sont prévues. Cela comprend la reconnexion du réseau externe, le recours à des sources électriques externes ou la reprise en secours par une autre tranche grâce à la connexion croisée.

Si le refroidissement de la piscine de stockage des assemblages combustibles tombe en panne, il est prévu de réaliser le refroidissement par évaporation. La compensation des éventuelles pertes d'eau de cette piscine de désactivation doit être effectuée à partir du système d'eau déminéralisée de service ou à partir du réseau de lutte contre l'incendie. Pour l'évacuation à long terme de la vapeur d'eau pour éviter que la pression n'augmente trop et que la température dans le bâtiment de la piscine de désactivation ne dépasse 50°C, il est prévu d'ouvrir manuellement un portail du bâtiment de la piscine.

Le circuit de distribution d'eau déminéralisée (SED) dispose sur le site d'un réservoir de stockage d'eau déminéralisée qui est commun à toutes les tranches. L'alimentation s'effectue grâce à deux pompes du circuit de distribution SED. Les pompes du circuit SED sont alimentées en électricité à partir de différentes tranches, mais elles ne bénéficient pas d'une alimentation électrique de secours.

Le système de protection contre l'incendie dispose de ses propres réserves en eau, qui peuvent en partie être interconnectées entre les différents tranches. La distribution de l'eau

de lutte contre l'incendie s'effectue pour chaque tranche par l'intermédiaire de deux pompes alimentées en courant secouru. Une reprise en secours par l'intermédiaire des pompes d'une autre tranche est possible. En outre, l'alimentation électrique d'une pompe peut également être assurée par l'intermédiaire de la turbine à combustion TAC qui est disponible en secours.

Le radier du réacteur de 900 MW a une épaisseur de l'ordre de 2,0 m, alors que le radier de la centrale nucléaire de Fessenheim a une épaisseur de 1,5 m seulement. Or, dans le cas des réacteurs plus récents, les radiers sont beaucoup plus épais. Dans le but d'empêcher le percement du radier par le cœur en fusion après la traversée de la cuve, les radiers des tranches de la centrale nucléaire de Fessenheim ont été renforcés (zones de collecte épaissies) en 2013 /93, 94/. Un récupérateur de la masse en fusion (cendrier ou core catcher, cf. Fig. 5) a été installé sous la cuve. Il est prévu qu'un canal dirige la masse en fusion vers un récupérateur (surface d'étalement) d'environ 80 mètres carrés, où la masse en fusion est censée se refroidir suffisamment pour écarter tout risque de traversée du radier /77/.

Ce récupérateur doit être basé sur le principe de base du core catcher de l'EPR. Contrairement au core catcher de l'EPR d'une surface d'étalement d'environ 170 m², celui de la centrale nucléaire de Fessenheim ne dispose que d'une surface d'étalement d'environ 80 m². Le récupérateur de l'EPR est également doté d'un système de refroidissement passif avec une grande réserve d'eau pour faire en sorte que le combustible en fusion se refroidisse lentement dans ce récupérateur /95/. Selon les indications de /77/, un tel système de refroidissement n'est pas prévu pour les réacteurs de la centrale nucléaire de Fessenheim.

Par ailleurs, le core catcher de l'EPR est doté d'un dispositif empêchant l'intrusion d'eau sur la surface d'étalement en dessous de la cuve /95/. Le récupérateur de la masse en fusion des réacteurs de la centrale nucléaire de Fessenheim n'est pas équipé d'un tel dispositif. D'une façon générale, il y a donc un risque d'explosion de vapeur susceptible de provoquer la ruine de l'enceinte de confinement /78/.

La modification du radier décrite ci-dessus représente tout au plus une amélioration marginale, car le radier ne présente pas l'épaisseur habituelle de plus de 6 mètres des centrales nucléaires actuelles et même un découplage du radier, comme cela devrait être le cas pour des raisons de résistance sismique, n'est pas réalisable /78/.

De plus, il n'est pas prouvé qu'un récupérateur de la masse en fusion du type EPR, s'il était ramené aux dimensions et aux conditions d'une tranche de 900 MW, pourrait avoir l'effet escompté.

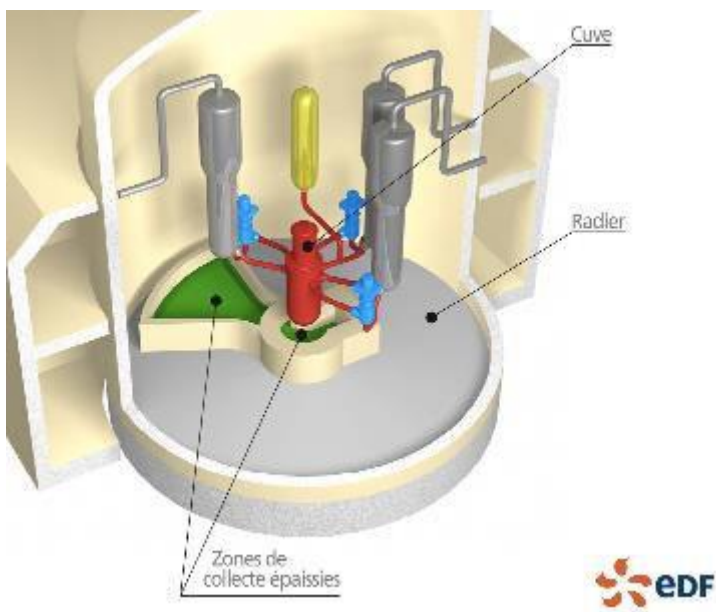


Figure 5 : Schéma de la zone de collecte (récupérateur) prévue pour la centrale nucléaire de Fessenheim /77/

A la suite des tests de résilience (stress tests) effectués après Fukushima, une Force d'Action Rapide du Nucléaire (FARN) nationale a été mise en place pour les centrales nucléaires françaises. La FARN devrait être en mesure de se rendre sur tout site de centrale nucléaire en France dans les 24 heures suivant l'occurrence d'un accident et de secourir la centrale accidentée avec les installations sur place et des matériels mobiles et du personnel spécialement formé à cet effet.

Par ailleurs, l'autorité ASN exige pour les réacteurs nucléaires en France la mise en place d'un noyau dur /79/. Font partie du noyau dur :

- Un diesel supplémentaire (mobile),
- Une alimentation autonome :
 - de la piscine de désactivation du combustible nucléaire
 - de la bêche du système d'eau alimentaire de secours et
 - du réservoir de noyage du système d'injection de secours

à partir d'une source disponible toute l'année - soit un puits descendant dans la nappe phréatique soit un lac.

Ce diesel doit fournir la puissance nécessaire au fonctionnement d'une pompe alimentaire de secours et d'une pompe d'injection dans la cuve. En outre, la capacité doit être suffisante pour alimenter les vannes d'isolement du bâtiment ainsi que la ventilation de la salle de commande, du bâtiment des auxiliaires et du bâtiment de la piscine de désactivation des assemblages combustibles. Les installations du noyau dur doivent être conçues pour résister à des agressions externes plus importantes que celles retenues pour le dimensionnement de la centrale nucléaire /80/.

Avec le "noyau dur", les fonctions nécessaires à la protection ultime du niveau de sûreté 4 (par ex. pour l'injection de réfrigérant primaire et secondaire) et d'un système de sauvegarde (par ex. pour le casematage d'équipements importants pour la sécurité) doivent être intégrées dans le concept de sûreté des installations existantes en France. Une liste de toutes les installations importantes pour la sûreté énumérées pour le noyau dur ainsi qu'une vue d'ensemble de l'intégration du noyau dur dans un réacteur figurent à l'annexe 2. Une période relativement longue jusqu'en 2020 et au-delà est prévue pour la mise en œuvre du noyau dur dans toutes les centrales nucléaires françaises /81, 82/.

4 Niveau des exigences de sûreté à prendre comme base en cas de projet de prolongation de la durée de vie d'un réacteur nucléaire

4.1 Application du niveau généralement reconnu de la science et de la technique aux réacteurs nucléaires actuels en France

L'AIEA stipule pour toute la durée de vie d'une installation nucléaire qu'un niveau maximal de sûreté, qui peut raisonnablement être atteint, soit implémenté⁵ /43, principe de sûreté 5/.

Conformément aux exigences de l'AIEA et sur la base des décisions de la juridiction suprême, les mesures de prévention contre les dommages résultant de la construction et de l'exploitation des centrales nucléaires en Allemagne doivent également se fonder sur l'état actuel des connaissances scientifiques et techniques⁶.

⁵ "La protection doit être optimisée afin d'obtenir le plus haut niveau de sûreté qui puisse raisonnablement être réalisé."/43/

⁶ BVerfG 49, 89 ; cf. également Roller /14/, partie 2 : „expertise juridico-scientifique de la prévention nécessaire des dommages en fonction des dernières connaissances scientifiques et techniques“.

Dans une déclaration de l'autorité française ASN du 07/07/2010 sur la sûreté des futures centrales nucléaires /58/, il est précisé, entre autres, que "En 2003, le directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection a déclaré devant l'Office parlementaire français d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST), „Il est clair que pour l'EPR nous prévoyons des exigences de sûreté plus ambitieuses que pour les générations de réacteur précédentes. Je pourrais le formuler d'une manière plus directe, à savoir que nous n'autoriserions plus la création de réacteurs de la filière N4⁷."

Plus loin, le document /58/ cite : "L'un des buts principaux de l'ASN vise l'harmonisation pour obtenir, dans le monde entier, les meilleurs niveaux en matière de sûreté nucléaire et de protection contre le rayonnement ionisant. Nous ne souhaitons pas de sûreté "à deux vitesses" et nous continuons à promouvoir aux plans européen et international les niveaux de sûreté qui intègrent les leçons tirées des événements Three Mile Island, Tchernobyl et Fukushima."

On peut en déduire que l'évaluation de la sûreté des centrales nucléaires en France se fonde, comme en Allemagne, également sur l'état actuel des connaissances, c'est-à-dire sur les règles de l'art de la science et de la technique.

En règle générale, l'état de la science et de la technique est décrit par les règles et réglementations nucléaires en vigueur. Cela implique que les règles et réglementations nucléaires font l'objet d'un examen continu de leur actualité pour qu'elles soient mises à jour en cas de besoin.

Au plan international, l'AIEA a mis au point des séries de normes de sûreté⁸, qui ont fait l'objet d'un examen et d'une mise à jour approfondis, notamment après l'accident survenu à la centrale nucléaire japonaise de Fukushima. Ces normes de sûreté doivent être considérées comme des recommandations aux États membres de l'AIEA concernant les exigences en matière de sûreté des centrales nucléaires⁹ et représentent un consensus

„La prévention des dommages doit prendre en compte ce qui est considéré comme nécessaire selon les plus récentes connaissances de la science et de la technique. Si cela n'est pas encore réalisable au plan technique, il ne faut pas accorder l'autorisation. Aussi, la nécessaire prévention ne doit pas être limitée par ce qui est faisable au plan technique. “

⁷“Les réacteurs de la filière N4 sont les plus récents qui ont été créés en France, à Chooz et Civaux.” /58/

⁸ <http://www-ns.iaea.org/standards/>

⁹Dans le présent rapport, la notion de sûreté des réacteurs intègre toujours également les exigences relatives à la sûreté du stockage des assemblages combustibles.

international sur les exigences en matière de sûreté des centrales nucléaires.

Les "Questions de sûreté" /3/ ont été développées par WENRA dans le cadre européen. Le contenu de ces "Questions de sûreté" de WENRA" est basé sur les recommandations des séries de normes de sûreté de l'AIEA. Ces "Questions de sûreté" doivent être considérées comme un référentiel de sûreté européen harmonisé pour les centrales nucléaires. Dans la directive européenne sur la sûreté /4, les "Questions de sûreté de WENRA" /3/ sont donc expliquées en tant que référentiel pour le niveau de sûreté des centrales nucléaires à respecter ainsi que pour l'évaluation périodique¹⁰ de ce niveau de sûreté, comme le décrit également l'ENSREG¹¹.

Le contenu des "Questions de sûreté de WENRA" sous-tend ce que l'on appelle WENRA Reference Level (WENRA Ref.Level)¹² /3/. Actuellement, les autorités responsables de l'autorisation et de la surveillance des centrales nucléaires de 17 pays européens au total, dont la France, sont représentées au sein de WENRA.

L'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base" /9, article 1.2/, stipule que la sûreté doit être démontrée sur la base de l'état actuel des connaissances, mais en tenant compte des aspects économiques¹³.

Une note d'information de l'ASN datée du 29 mai 2012 /59/ indique en référence à /9/ et à l'implémentation des niveaux de référence WENRA dans la réglementation française : "Cet arrêté introduit en droit français un certain nombre de "niveaux de référence" établis par Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA). Ces "niveaux de référence" tiennent compte des normes les plus récentes de l'AIEA et des approches les plus strictes appliquées dans les pays concernés. Ils représentent une base commune pour

¹⁰ /4/, en particulier (N° 17 - Description du concept de défense en profondeur qui sous-tend les "Questions de sûreté de WENRA" en tant que "principes de sûreté reconnus pour la défense en profondeur"), (N° 23 - "La thématique technique spécifique commune à examiner devrait être choisie sur la base des niveaux de référence de sûreté établis par WENRA...")

¹¹ ENSREG – Groupement européen des autorités de sûreté nucléaire (groupement d'experts indépendant, créé en 2007 sur décision de la Commission européenne)

¹² Dans le contexte du réexamen du cadre communautaire de la sûreté des installations nucléaires, le Conseil de l'Union européenne a adopté le 8 juillet 2014 un amendement de la directive de 2009 sur la sûreté nucléaire (directive 2014/87/Euratom). Cet amendement tient compte des enseignements tirés de l'accident nucléaire de Fukushima, des stress tests de l'UE et des exigences de sûreté de Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) et de l'International Atomic Energy Association (AIEA)". (<http://www.ensreg.eu/news/amended-nuclear-safety-directive>)

¹² Cela concerne un total de 19 thèmes pertinents pour la sûreté („Issues“) WENRA Ref.-Level

¹³ Compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement, permettre de ramener les risques et les inconvénients mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement /38/ à un niveau aussi bas que possible dans des conditions économiquement acceptables". /9/

l'harmonisation des pratiques internationales."

L'EPR est actuellement dans sa phase de construction en France. L'EPR a un concept de sûreté dit évolutif¹⁴. Il est désigné comme étant un réacteur de la 3ème génération (de sûreté) (Génération III) /39/. Un récupérateur (core catcher) intégré dans l'EPR est destiné à recueillir et refroidir une éventuelle masse en fusion du cœur dans la plage de basse pression. Compte tenu de ces développements et des mesures et équipements supplémentaires pour la maîtrise des états dégradés qui avaient été considérés comme hors dimensionnement dans les concepts de sûreté antérieurs des réacteurs à eau sous pression (REP), on peut considérer que les exigences en vigueur pour le concept de sûreté de l'EPR /5/ doivent être considérées comme correspondant à l'état de la science et de la technique en France¹⁵.

S'agissant des centrales nucléaires en exploitation en France, l'ASN précise dans /37/ que le préalable à la prolongation de la durée de vie d'une tranche nucléaire est de réaliser un niveau de sûreté significativement renforcé. La conception de la sûreté de l'EPR est indiquée à cet égard comme référentiel. /37/ précise concrètement : „ « EDF souhaite étendre la durée de fonctionnement du parc de ses réacteurs actuellement en service significativement au-delà de quarante ans, durée prise en compte lors de leur conception initiale. Dans l'avenir, ce parc coexisterait avec des réacteurs nouveaux, de type EPR ou équivalent, répondant à des exigences de sûreté significativement renforcées. La poursuite du fonctionnement des réacteurs actuels au-delà de quarante ans doit donc être examinée en tenant compte de l'existence d'une technologie plus sûre. Deux objectifs s'imposent dès lors. L'exploitant doit en premier lieu justifier la conformité des réacteurs avec la réglementation applicable, notamment en analysant et en traitant les problèmes de vieillissement et d'obsolescence des équipements. Il doit par ailleurs améliorer leur niveau de sûreté au regard des exigences applicables aux réacteurs nouveaux. »”

Cette approche, à savoir l'utilisation des exigences relatives à l'EPR en tant que référentiel lors des réexamens périodiques de la sûreté des réacteurs nucléaires français, a été explicitée par l'ASN de même que par ENSREG /31, page 12/ (PSR: Safety reassessment base: „Standards de nouveaux réacteurs (“Guides techniques pour la la conception et la construction des réacteurs à eau sous pression de la prochaine génération”)).

¹⁴ Cf. explications à cet effet dans /39/

¹⁵ Cf. Explications de l'ASN dans /31/ selon lesquelles les PSR (= ECS = évaluations complémentaires de la sûreté) doivent être effectuées en utilisant comme référentiel les exigences relatives à l'EPR.

Dans le rapport annuel 2014 /12/ sur l'état de la sûreté nucléaire des centrales nucléaires françaises, l'autorité de tutelle française ASN a insisté à cet égard sur la nécessité d'apporter de nouvelles améliorations "Conformément au Code de l'environnement, toutes les installations nucléaires françaises doivent faire l'objet d'une visite décennale périodique de la sûreté. A cette occasion, il est procédé à la vérification de la conformité de l'installation avec ses exigences fondamentales en matière de sûreté¹⁶ . Des améliorations doivent être apportées pour rapprocher la tranche nucléaire des meilleures normes de sûreté".

En ce qui concerne la référence aux exigences de sûreté de l'EPR dans l'évaluation de sûreté des centrales nucléaires exploitées en France, il existe également les déclarations de l'organisme d'expertise français IRSN¹⁷, qui travaille en appui technique pour l'ASN. Dans ces déclarations il est expliqué que dans le cas d'une exploitation plus longue, les centrales nucléaires françaises seraient à adapter au niveau de sûreté de l'EPR /10/ („le renforcement de la sûreté dans le but d'obtenir, pour autant que cela soit réalisable, un niveau de sûreté similaire à celui qui est attendu pour les réacteurs de la 3^e génération comme p.ex. l'EPR.") ou, pour le moins, dans le but de réduire l'écart par rapport à ce niveau /11/ („La discussion porte sur des objectifs de sûreté renforcée dans le but de réduire l'écart de sûreté des réacteurs REP de la 2^e génération par rapport à celui des réacteurs de la 3^e génération (EPR)").

EDF¹⁸ envisage également l'adaptation des centrales nucléaires existantes au niveau de sûreté EPR en vue de leur exploitation à plus long terme /60/ (" prendre en compte comme référence les objectifs de sûreté GEN 3, comme EPR "). Cette approche a été récemment confirmée comme une condition préalable à l'exploitation à plus long terme par EDF lors d'une réunion de l'ENSREG le 29 juin 2017 à Bruxelles : " Une exigence forte de l'Autorité française de sûreté nucléaire : s'efforcer d'atteindre les objectifs de sûreté nucléaire des réacteurs de la 3^e génération " /85/¹⁹.

L'ASN a récemment publié le Guide n° 22 "Conception des réacteurs à eau sous pression"/68/. Ce guide est focalisé sur la conception des nouvelles tranches nucléaires, mais selon l'ASN, il devrait être utilisé également pour les réexamens périodiques de

¹⁶ Baseline safety requirements – exigences fondamentales qui résultent des règles applicables en la matière /42/

¹⁷ IRSN- Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire

¹⁸ EDF - Électricité de France

¹⁹ Cette déclaration concerne concrètement les tranches de 900 MW.

sûreté /67/²⁰ . Selon les informations de l'ASN, le guide n° 22 est basé pour l'essentiel sur /2/, /3/, /3/, /4/ et /61/. Ce Guide sert de base technique pour /9/.

Les exigences en matière de sûreté des centrales nucléaires ont également été examinées à fond et révisées à l'étranger, notamment sur la base de l'évaluation des causes et des conséquences de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima au Japon. A titre d'exemple, il est fait référence ici aux réglementations nucléaires en vigueur dans les pays à proximité de la France, qui exploitent centrales nucléaires aussi anciennes ou qui construisent actuellement de nouvelles centrales nucléaires.

Dans la réglementation nucléaire finlandaise /87/, des exigences tout aussi élevées sont imposées à la sûreté des centrales nucléaires par rapport aux exigences susmentionnées : « La sûreté nucléaire devra être maintenue à un niveau aussi élevé que réalisable dans la pratique »²¹.

Dans la réglementation nucléaire des Pays-Bas /88/ on trouve des exigences similaires: „ Les exigences de sûreté néerlandaises (DSR) décrivent la meilleure technologie actuellement disponible pour les nouveaux réacteurs à eau ordinaire et les réacteurs de recherche. En ce qui concerne les réacteurs existants, les guides de sûreté donnent un aperçu des derniers développements dans le domaine de la sûreté nucléaire et des moyens pour faciliter l'amélioration continue. L'évaluation de la sûreté d'un réacteur nucléaire à la lumière de la meilleure technologie actuellement disponible peut justifier l'amélioration de la sûreté nucléaire, dans la mesure où une telle action peut raisonnablement être demandée.”²²

L'article 14 de la réglementation nucléaire belge /84/, qui traite des exigences relatives à l'examen périodique de la sûreté des centrales nucléaires, stipule à cet égard que ces examens doivent se baser, entre autres, sur l'évolution des normes relatives à la sûreté nucléaire, sur les technologies, sur la recherche et le développement et sur les réglementations internationales : « En complément des études de sûreté nucléaire

²⁰ "Le guide n° 22 constitue ainsi un référentiel en France pour la conception de nouveaux réacteurs et un outil permettant de présenter, dans un contexte international, les pratiques françaises en matière de sûreté nucléaire. Les recommandations de ce Guide pourront également être utilisées dans le cadre de la recherche d'améliorations à apporter aux réacteurs existants, notamment à l'occasion de leurs réexamens périodiques. » /67/

²¹ CONCEPTION D'UNE INSTALLATION D'ÉNERGIE NUCLÉAIRE, STUK, GUIDE YVL B.1 / 15 novembre 2013

²² Safety Guidelines, Guidelines on the Safe Design and Operation of Nuclear Reactors 08-10-2015, Authority for nuclear safety and radiation protection (www.anvs.nl).

réalisées dans d'autres cadres, l'objectif d'une révision périodique est de réaliser une évaluation systématique de la sûreté nucléaire d'une installation, et plus particulièrement :..... - les évolutions intervenues au niveau des normes de sûreté nucléaire, de la technologie, de la recherche et développement, ainsi que de la réglementation internationale ; »²³

Les "Exigences de sûreté pour les centrales nucléaires" /7, 8/ en Allemagne ont été publiées en 2013. En ce qui concerne l'application de l'état de l'art de la science et de la technique pour l'évaluation de la sûreté des centrales existantes, il est précisé : "Les "exigences de sûreté pour les centrales nucléaires" s'appliquent aux centrales destinées à la fission du combustible nucléaire pour la production commerciale d'électricité (centrales nucléaires). Elles contiennent des exigences de sûreté fondamentales et génériques dans le cadre de la réglementation subordonnée qui servent à préciser, au regard de l'état de la science et de la technique, les mesures de protection à prendre contre les dommages pouvant résulter de la construction et de l'exploitation de l'installation, conformément au § 7, alinéa 2, pt. 3, de la loi sur l'énergie atomique (AtG) et en conformité avec les exigences selon § 7d de la loi AtG".

L'objectif fondamental de sûreté dans le cas des centrales nucléaires, compte tenu des dispositions et des matériels à tous les niveaux de sûreté du concept de défense en profondeur²⁴, est d'exclure :²⁵

- les rejets (précoces) de substances radioactives dans le voisinage de la centrale par suite d'une défaillance précoce ou d'un contournement de l'enclauement de confinement, qui nécessitent des mesures de protection d'urgence à l'extérieur du site, mais pour lesquelles on ne dispose pas de temps suffisant pour la mise en œuvre, ou
- les rejets (massifs) de substances radioactives dans le voisinage de la centrale, qui nécessitent d'importantes mesures de protection d'urgence externes pour une

²³ 30 NOVEMBRE 2011 - Arrêté royal portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires (NOTE : Consultation des versions antérieures à partir du 21-12-2011 et mise à jour au 28-08-2015)

²⁴ Le concept de sûreté de défense en profondeur constitue la base de la conception et de l'exploitation des centrales nucléaires en matière de sûreté. La structure et la fonctionnalité du concept de défense en profondeur sont décrites en détail dans le rapport WENRA/RHWG "Safety of new NPP designs", mars 2013 et dans /2/.

²⁵ La survenance d'un événement ou d'une séquence ou d'un état peut être considérée comme exclue dès lors que cela est impossible du point de vue de la physique ou si, avec un degré élevé de certitude, cela peut être considéré comme extrêmement improbable.

période longue,

ou d'en limiter les impacts radiologiques à un point tel que les actions du plan d'urgence extérieur ne soient nécessaires que dans une mesure limitée dans l'espace et dans le temps (voir aussi /4/).

Selon le /2/, cet objectif fondamental de sûreté nucléaire s'applique généralement aux centrales nucléaires en construction. En ce qui concerne les centrales nucléaires existantes, les exigences relatives à la réalisation de cet objectif servent de norme d'étalonnage et donc de référentiel pour les remises à niveau correspondantes²⁶. Ceci est également conforme à la "Déclaration de Vienne sur la sûreté nucléaire" de l'AIEA, qui a été publiée en 2015²⁷ /40/.

La question de l'application pratique de cette échelle de référence aux centrales nucléaires existantes a fait l'objet d'importants travaux par WENRA. Le document de WENRA de fin mars 2017 intitulé "Mise en œuvre en temps utile des améliorations de la sûreté raisonnablement réalisables dans les centrales nucléaires existantes" /13/²⁸ est important à cet égard. Il en découle que pour les centrales nucléaires en exploitation, il faut toujours appliquer le référentiel le plus récent. En font partie les "normes modernes, y compris pour les nouveaux réacteurs" indiquées à la figure 6. Pour les centrales nucléaires en exploitation, il s'agit donc d'identifier les écarts existants et d'élaborer des concepts de remise à niveau appropriés en vue de l'élimination de ces écarts et de mettre en pratique les concepts dans la mesure où ils sont appropriés et atteignables.

²⁶ Cf. /2/, 2.11 ; dans /4/, Article 8a et Article 8c ; dans /9/, Article 3.9 ; dans /5/, A1.1 d) ;

²⁷ « 1. Les nouvelles centrales nucléaires doivent être conçues, implantées et construites conformément à l'objectif de prévenir les accidents lors de la mise en service et de l'exploitation et, en cas d'accident, d'atténuer les risques de rejet de radionucléides provoquant une contamination à long terme hors site et d'éviter les rejets radioactifs ou les rejets radioactifs importants au point de nécessiter des dispositions et actions de protection à long terme. »

2. Des évaluations complètes et systématiques de la sûreté doivent être effectuées périodiquement et régulièrement pour les installations existantes tout au long de leur durée de vie afin d'identifier les améliorations en matière de sûreté pour atteindre l'objectif ci-dessus. Les améliorations de sécurité raisonnablement réalisables ou atteignables doivent être mises en œuvre en temps opportun." /40/. Ce document sert d'interprétation de l'Article 8a de EU Nuclear Safety Directive /4/

²⁸Ce document sert d'interprétation de l'article 8a de la directive « sûreté » de l'UE /4/

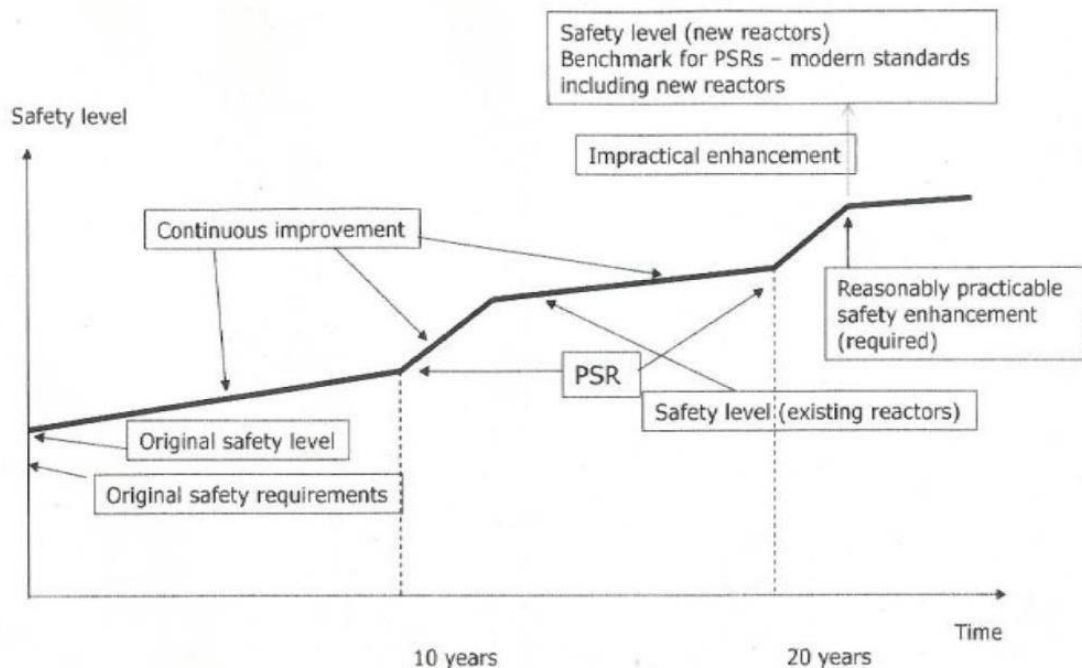


Figure 6 : Concept de l'amélioration continue de la sûreté des centrales nucléaires existantes (la figure 6 est extraite de /13/. „PSR“ signifie „Periodic Safety Review“ ou réexamen périodique de la sûreté)

Dans ses „Safety Standards Series“²⁹, l'AIEA prend une position similaire. S'agissant de l'application des exigences de sûreté recommandées actuellement par l'IAEA /2/, il est expliqué, à l'instar de WENRA, que l'évaluation de la sûreté d'une tranche nucléaire existante doit se faire en fonction des exigences de sûreté actuelles: "Pour l'analyse de sûreté de ce type de dimensionnement³⁰, on s'attend à ce qu'une comparaison soit faite avec les normes actuelles, par exemple dans le cadre du réexamen périodique de la sûreté, afin de déterminer si l'exploitation sûre de la centrale pourrait être encore renforcée par des améliorations de sûreté raisonnablement possibles. /2, 1.3/.

Dans le document WENRA /13/ cité ici, il est expliqué à propos de „reasonably practicable“ (raisonnablement réalisable) :

²⁹ "Les exigences en matière de sûreté nucléaire visent à assurer le niveau de sûreté le plus élevé qui puisse raisonnablement être atteint pour la protection des travailleurs, du public et de l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants provenant des centrales nucléaires et autres installations nucléaires. Il est reconnu que les connaissances techniques et scientifiques progressent et que la sûreté nucléaire et l'adéquation de la protection contre les risques radiologiques doivent être examinées dans le contexte de l'état actuel des connaissances. Les exigences en matière de sûreté évolueront au fil du temps ; cette publication sur les exigences de sûreté reflète le consensus actuel." /2, à 1.1/

³⁰ Il s'agit en l'occurrence des réacteurs en exploitation.

"Le concept du raisonnement réalisable est directement analogue au principe ALARA appliqué en radioprotection, mais il est plus large en ce sens qu'il s'applique à tous les aspects de la sûreté nucléaire. Dans de nombreux cas, l'adoption de normes et de pratiques modernes dans le domaine nucléaire suffira à démontrer l'obtention de ce qui est "raisonnablement réalisable". Dans le cas des réacteurs existants, lorsqu'une norme moderne ou une bonne pratique associée aux nouveaux réacteurs n'est pas directement applicable ou ne peut pas être entièrement mise en œuvre, des mesures de substitution en matière de sûreté ou de réduction des risques (conception et/ou exploitation) pour prévenir et/ou atténuer les rejets radioactifs devraient être recherchées et mises en œuvre, sauf si l'exploitant peut démontrer que les efforts pour les appliquer sont disproportionnés par rapport aux bénéfices attendus pour la sûreté. Le degré de rigueur et de confiance des résultats d'une telle démonstration devrait tenir compte de la nature et de l'ampleur du déficit par rapport aux normes modernes que la mesure aurait permis de combler".

Il ressort de ces prises de position que les référentiels à utiliser pour l'évaluation des centrales nucléaires en exploitation sont ceux qui correspondent à l'état actuel de la science et de la technique. Pour le palier des centrales nucléaires de 900 MW en France, les exigences actuellement applicables à l'EPR devraient donc également être prises en compte /5/. Tout écart de sûreté devrait être évalué au regard de la possibilité de réalisation de l'objectif fondamental de sûreté mentionné ci-dessus.

La mission des auteurs du présent rapport consiste à déterminer les profils d'exigences pertinents pour la sûreté en ce qui concerne la prolongation de la durée d'exploitation des 32 réacteurs des paliers CP0, CP1 et CP2 et à identifier les déficits de sûreté concrets et vérifiables, en particulier en ce qui concerne les niveaux de sûreté 3 et 4 du concept de défense en profondeur³¹. Il s'agit également d'évaluer la faisabilité des améliorations nécessaires en matière de sûreté.

La détermination des profils d'exigences prend plus particulièrement en compte :

- l'état des exigences au plan international, représenté par les recommandations de l'AIEA,

³¹ Contrairement aux niveaux de sûreté 3 et 4, l'efficacité et la fiabilité des niveaux 1 et 2 pour les centrales nucléaires en exploitation peuvent être déterminées notamment en analysant le retour d'expérience. Toutefois, l'évaluation de cette expérience d'exploitation ne fait pas l'objet du présent rapport.

- l'état des exigences au plan européen, représenté en particulier par la directive européenne sur la sûreté /4/, les niveaux de référence WENRA pour les centrales nucléaires existantes /3/ ainsi que les exigences WENRA pour les nouvelles centrales nucléaires /61/,
- Les exigences de sûreté dans les pays limitrophes de la France exploitant des centrales nucléaires (Belgique /84/, Pays-Bas /88/, Finlande /87/, Allemagne /7, 8/) ainsi qu'en France elle-même devraient être prises en compte dans l'évaluation dans la mesure où elles représentent l'état de l'art de la science et de la technique.

Seules les exigences dont le non-respect pourrait entraîner un risque accru de dommages graves pour les personnes et l'environnement sont traitées comme pertinentes dans le présent rapport³².

Synthèse de l'application des règles de l'art (niveau actuel des connaissances scientifiques et techniques) aux centrales nucléaires existantes :

- L'objectif de sûreté de base, qui sert donc de référentiel, est l'article 8 bis de la directive européenne sur la sûreté /4/ :

"Les États membres veillent à ce que le cadre national pour la sûreté nucléaire exige que les installations nucléaires soient conçues, construites, mises en service, exploitées et déclassées dans le but de prévenir les accidents et, en cas d'accident, d'en atténuer les conséquences et d'éviter ce qui suit :

- a) les rejets radioactifs précoces qui imposeraient des mesures d'intervention d'urgence hors site mais sans qu'il y ait assez de temps pour les mettre en œuvre;
- b) les rejets radioactifs de grande ampleur qui imposeraient des mesures de protection qui ne pourraient être limitées ni dans l'espace ni dans le temps".

- Conformément à l'article 8bis (2b) de la Directive sur la sûreté de l'UE /4/, les centrales nucléaires existantes doivent se conformer à l'objectif de sûreté énoncé à l'article 8bis moyennant des "améliorations de sûreté raisonnablement réalisables". Le cadre pour déterminer les "améliorations de sûreté raisonnablement réalisables" est précisé par WENRA dans le document /13/.

³² Les aspects opérationnels de l'assurance qualité, de la conduite de la centrale, de la culture de sûreté, etc. sont également importants pour la sûreté de la centrale, car le non-respect peut aussi entraîner les risques mentionnés. Toutefois, ces aspects ne font pas l'objet du présent rapport.

- Pour l'évaluation de l'état de la sûreté des centrales nucléaires existantes, il convient d'appliquer les normes récentes qui représentent l'état des connaissances actuelles.
- En France, l'état des connaissances est représenté par les exigences de l'EPR³³. Du côté de l'autorité française et de son appui technique, d'après les informations disponibles, cela implique donc l'utilisation des exigences EPR comme norme de référence pour les centrales nucléaires existantes.

4.2 Règles et directives à prendre comme base pour les profils d'exigences

Règles et directives au plan international

L'AIEA est l'auteur et l'éditeur des "Normes de sûreté de l'AIEA". Elles reflètent le consensus international sur le respect d'un niveau élevé de sûreté des centrales nucléaires pour la protection de l'homme et de l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants. La catégorie "Exigences de sûreté" des "Normes de sûreté de l'AIEA" résume les exigences fondamentales qui, de l'avis de l'AIEA, doivent être satisfaites pour assurer la protection des personnes et de l'environnement aujourd'hui et à l'avenir.

Le concept de sûreté de la défense en profondeur sert de base technique aux normes de sûreté de l'AIEA, en vertu desquelles les "Specific Safety Requirements, SSR-2/1, Safety of Nuclear Power Plants : Design" de 2016/2/ relatives à la conception des centrales nucléaires doivent être prises comme référence d'évaluation, en vertu de la formulation avec le terme anglais « shall »³⁴.

Règles et directives au plan européen

En référence à WENRA /3/, l'UE a publié la "DIRECTIVE DU CONSEIL 2014/87/EURATOM" /4/ (Directive européenne sur la sûreté) pour assurer la sûreté nucléaire des installations nucléaires en Europe. Les exigences relatives à la mise en œuvre et à la préservation du concept de sûreté de la défense en profondeur constituent l'un des principaux points de la directive européenne visant à assurer la sûreté des centrales nucléaires.

³³ Les exigences de sûreté énoncées dans le Guide de l'ASN n°22 /68/ ne vont pas au-delà des exigences de sûreté décrites dans /5/ pour l'EPR.

³⁴ D'autres normes sont également importantes, p.ex. les exigences de sûreté NS-R-3 (Rév. 1), Évaluation du site des installations nucléaires, de 2016 /15/.

La directive européenne sur la sûreté /4/ décrit les WENRA Ref.-Level /3/ développés et mis à jour par WENRA après l'accident de la centrale nucléaire japonaise comme un référentiel pour le niveau de sûreté des centrales nucléaires à assurer et pour son évaluation périodique. Les niveaux de référence WENRA sont à considérer comme un standard de sûreté européen harmonisé pour centrales nucléaires.

Les "European Utility Requirements for LWR nuclear power plants" (EUR) /6/ sont également importants pour la détermination d'un profil d'exigences. Ces exigences « EUR » ont été élaborées à l'initiative de 15 grands producteurs d'électricité européens en tant que cadre de sûreté uniforme pour les futures centrales nucléaires. Dans le sens d'une harmonisation européenne des exigences de sûreté, les « EUR » doivent prendre en considération les objectifs de sûreté de WENRA /55/. L'exploitant suédois Vattenfall, un membre de l'organisme EUR, évalue l'importance des « EUR » pour les centrales nucléaires existantes comme suit /62/ : " L'objectif majeur de la participation suédoise a été d'obtenir une base pour le renforcement de la sûreté des installations existantes".

Etat des règles et directives en France

S'agissant des exigences essentielles de sûreté nucléaire, il faut appliquer :

- Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base /9/.
- Décret N° 2007-534 du 10 avril 2007, Décret autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (département Manche) /32/

Sont également importantes les prises de position de l'autorité de sûreté française concernant différentes thématiques de sûreté, p.ex.

- ASN, "Guide technique pour la conception et la construction des réacteurs nucléaires à eau sous pression de la prochaine génération" /5/.
- ASN, Guide N° 22 „Conception des réacteurs à eau sous pression“/68/
- ASN, règle de sûreté fondamentale 2002-1 du 26 décembre 2002 – Développement et utilisation des évaluations probabilistes de la sûreté /63/
- ASN, règle de sûreté fondamentale 2002-1 – Détermination du risque sismique au regard de la sûreté des installations nucléaires de base /16/
- ASN, Guide N° 13 – Protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes (janvier 2013) /52/

- ASN, avis et prises de position concernant des questions de sûreté nucléaire, p.ex.: ASN, prise de position du 20 avril 2016 concernant des règles génériques du réexamen périodique de la sûreté en rapport avec la visite décennale de 40 ans des réacteurs nucléaires du palier de puissance 900 MWe, publiée le 21/04/2016 /57/.

Règles dans d'autres pays européens, notamment en

- Finlande
 - Conception de la sûreté d'une centrale nucléaire (Guide YVL B.1) /87/
 - Protection contre les événements d'origine externe ou interne pour une centrale nucléaire (Guide YVL B.7) /86/
- Pays-Bas
 - Safety Guidelines. Règles techniques de sûreté pour la conception et la conduite des réacteurs nucléaires et DSR /88/
- Allemagne
 - „Exigences de sûreté pour les centrales nucléaires“ du 3 mars 2015 /7/
 - « Interprétations relatives aux exigences de sûreté pour les centrales nucléaires » /8/
- Belgique
 - Roi des Belges (2011): Arrêté royal portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires /84/
 - Directives de classe I, catégorisation et évaluation d'une chute accidentelle d'aéronefs pour la conception des nouvelles installations nucléaires de classe I /24/
 - Directives de classe I, évaluation du risque d'inondation d'origine externe pour les nouvelles installations nucléaires de classe I /90/.
 - Directives de classe I, évaluation des risques sismiques pour les nouvelles installations nucléaires de classe I /91/
 - Directives de classe I, démonstration de la sûreté des nouvelles installations nucléaires de classe I : approche de la défense en profondeur, objectifs de sûreté radiologique et application d'une approche graduelle vis-à-vis des agressions d'origine externe /92/.

4.3 Dédution des profils d'exigences

4.3.1 Exigences de sûreté relatives à la protection contre les agressions d'origine externe avec prise en compte des évolutions du site

Les événements externes peuvent avoir une incidence simultanée sur tous les niveaux de sûreté du concept de défense en profondeur d'une centrale nucléaire. Pour la sûreté des centrales nucléaires il est donc important que le système de protection contre les agressions externes soit particulièrement robuste.

Les agressions externes (qu'elles soient d'origine naturelle ou liées à l'activité de l'homme) doivent être prises en compte pour la conception des installations de sûreté des centrales nucléaires et également comme initiateurs d'incidents possibles. Les exigences correspondantes sont spécifiées dans les normes de sûreté de l'AIEA /2, Requirement 17/. Il existe dans /15/³⁵ une liste des exigences relatives aux agressions externes à prendre en compte dans la conception des centrales nucléaires, par exemple les séismes, les inondations, les chutes d'avion. Pour la conception contre les aléas naturels, /2/ exige notamment que les effets de « cliffage » (effets falaise) soient exclus³⁶.

WENRA Ref.-Level E5.2 demande, conformément aux recommandations de l'AIEA, la prise en compte des agressions externes dans la conception des centrales nucléaires. Selon WENRA Ref.-Level F2.2, les agressions externes hors dimensionnement devraient également être inclus dans les considérations. Ref.-Level F3.1 exige que de telles dispositions soient prises au niveau de la conception contre les agressions d'origine externe et que les effets "falaise" puissent être exclus. Des prescriptions similaires concernant l'aléa sismique sont prévues également dans EUR /6, 2.1.5.3.3.1/.

En France, il existe des exigences générales qui s'appliquent à la prise en compte des événements extérieurs pour la démonstration de la sûreté des centrales nucléaires /9,

³⁵ /15/ liste les exigences essentielles concernant les séismes (3.1-3.4), les inondations externes (3.18-3.32) et la chute d'avion (3.44-3.47).

³⁶La conception de la centrale doit prévoir une marge suffisante pour protéger les éléments importants pour la sûreté contre les agressions d'origine externe qui sont à prendre en compte dans la conception sur la base d'évaluation spécifique au, et pour éviter les effets falaise. /2/
NB pour l'explication de la notion effet « falaise » se reporter à la note N° 53

article 3.6/.

Dans /64/, L'ASN fait référence au fait qu'une réévaluation de la sûreté de la centrale nucléaire concernée a lieu dans le cadre des réexamens périodiques de sûreté : "En tant que titulaire d'une autorisation pour des installations nucléaires de base (IBN) et conformément à l'article L. 593-18 du code de l'environnement, Electricité de France (EDF) est tenue de procéder tous les dix ans à un examen de sûreté de chacun de ses réacteurs.

Cet examen périodique a pour objet d'apprécier l'état de chaque réacteur au regard des règles qui lui sont applicables et d'actualiser l'évaluation des risques ou des inconvénients que présente l'installation nucléaire au regard des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du Code de l'environnement, en tenant compte plus particulièrement de l'état de l'installation, du retour d'expérience, des évolutions des connaissances et des règles applicables aux installations analogues. Elle doit également tenir compte des meilleures pratiques internationales." Le réexamen périodique comporte, entre autres, une réévaluation des risques liés aux aléas.

La Finlande exige pour les centrales nucléaires /89, chapitre 603, 4. d. et e./ un concept global de protection contre les événements d'origine externe, en particulier contre l'aléa chute d'avion.

Des exigences similaires sont en vigueur en Allemagne /7, chapitres 2.4 et 4.2/.

Les Pays-Bas imposent également un concept de protection contre les agressions d'origine externe : "Concept de protection contre les agressions d'origine interne ou externe" /88, article 2.5/. L'annexe 2 de ce règlement ("Exigences relatives à la prévention et protection contre agressions") précise les exigences à respecter, par exemple au 4.2.1.1.1 pour l'aléa sismique, au 4.2.1.2 pour l'aléa inondation et au 4.2.2.1 pour l'aléa chute d'avion.

En Belgique, la réglementation /84/, article 20.3, énumère les événements extérieurs dont il faut tenir compte dès la conception initiale d'une centrale nucléaire : "Parmi les agressions d'origine externe à prendre en considération figurent au minimum les aléas d'origine naturelle caractéristiques du site, tels que :". en font partie les séismes et des inondations, mais aussi la chute d'avion : "- les inondations externes, - les séismes, ainsi que les événements résultant des activités humaines tels que..."les chutes d'aéronefs". Des exigences spécifiques pour la prise en compte des effets d'une chute d'avion pour les

nouvelles installations à construire sont fixées par une directive belge spécifique³⁷.

4.3.1.1 Aléas naturels

Impact des effets globaux

Les exigences fondamentales pour la prise en compte des aléas d'origine naturelle pouvant impacter la sûreté des centrales nucléaires sont décrites dans les guides de sûreté spécifiques de l'AIEA, c'est-à-dire pour les séismes dans SSG-9 /25/ et pour les inondations dans SSG-18 /26/. AIEA SSG.18 /26/ et, entre autres 2.18, évoque également la possibilité de changements climatiques importants dans la zone du site de la centrale nucléaire et la nécessité d'en tenir compte dans l'évaluation de la sûreté de la centrale³⁸.

WENRA Ref.-Level T4.2 /3/ exige concrètement que les centrales nucléaires soient conçues pour résister à des impacts tels que les séismes ou les inondations ayant une probabilité de dépassement de 10^{-4} par an³⁹. Si, par exemple, les impacts liés aux séismes pour cet ordre de grandeur de fréquence ne peuvent être déterminés avec une fiabilité suffisante, il faut démontrer au moyen d'évaluations déterministes que les effets de ces événements sont maîtrisés de façon sûre et que la centrale présente une grande robustesse. Au minimum, l'accélération du séisme de dimensionnement ne doit pas descendre en dessous de 0,1 g, sous réserve que la spécificité du site n'exige pas déjà des valeurs plus élevées.

Afin de satisfaire à l'exigence relative à l'évaluation des incertitudes, /25, 2.6/ impose la définition systématique des incertitudes aléatoires⁴⁰ et épistémiques⁴¹ à toutes les étapes pertinentes de l'analyse des risques. En particulier, la fiabilité de la base des données doit être examinée (en ce qui concerne l'évaluation des incertitudes dans la détermination des

³⁷ Lignes directrices de catégorie I, guide pour la catégorisation et l'évaluation d'une chute d'avion accidentelle dans la conception des nouvelles installations nucléaires de catégorie I, février 2015 (FANC 2015)

³⁸ 2.18. La variabilité climatique et les changements climatiques peuvent avoir des effets sur l'occurrence de conditions météorologiques et hydrologiques extrêmes. Au cours de la durée de vie d'une installation, il est possible que le climat du site subisse des changements importants. /26/

³⁹ T4.2 La fréquence de dépassement des événements de dimensionnement doit être suffisamment faible pour assurer un degré élevé de protection contre les risques naturels. Il faut appliquer à chaque événement de dimensionnement une valeur cible qui ne saurait être supérieure à 10^{-4} par an. Lorsqu'il n'est pas possible de calculer ces probabilités avec un degré de certitude acceptable, il faut choisir un événement et justifier que le niveau de sécurité sera équivalent. Pour le chargement sismique il faut appliquer une valeur minimale d'accélération horizontale du sol de 0,1 g (où "g" est l'accélération due à la gravité), même si sa fréquence de dépassement est inférieure à la valeur cible commune. /3/

⁴⁰ Aléatoire = dépendant du hasard

⁴¹ Epistémique = relatif à la théorie de la connaissance

impacts hydrologiques et météorologiques, cf. par exemple le Guide de sûreté spécifique SSG-18 de l'AIEA /26, 2.34/). WENRA Ref.-Level T3.3 /3/ exige pour l'analyse des risques spécifiques au site: "Les méthodes et hypothèses utilisées doivent être justifiées. Les incertitudes affectant les résultats des évaluations des risques doivent être évaluées."

En ce qui concerne la détermination de l'événement de dimensionnement pour les effets à prendre en compte, WENRA Ref.-Level T4.3 /3/ demande également de comparer l'événement dimensionnant calculé aux événements historiques : "Les événements dimensionnants définis doivent être comparés aux données historiques pertinentes pour vérifier que les événements dimensionnants pris en compte soient suffisamment enveloppe par rapport aux événements historiques extrêmes ".

WENRA précise que toutes les dispositions et installations nécessaires pour remplir les fonctions de sûreté fondamentales doivent être conçues de manière à résister aux agressions externes. En particulier, conformément à WENRA Ref.-Level E8.3 /3/ pour la maîtrise d'un tel événement, il faut avoir recours uniquement aux dispositions et installations qui sont dûment qualifiées au regard des exigences de WENRA Safety Issue G /3/. En ce qui concerne les dispositions et installations non qualifiées, il faut s'assurer qu'elles ne peuvent produire aucun impact négatif sur le déroulement de l'événement (voir WENRA réf.-Level T5.4⁴²/3/). A cet égard, les dispositions et installations qui n'ont pas ou pas suffisamment été dimensionnées vis-à-vis des aléas susmentionnés doivent être considérées comme défailtantes dans le cadre de la nécessaire démonstration de la preuve.

Selon WENRA Ref-Level T6.1 /3/, il faut effectuer également l'analyse des agressions externes hors dimension.

Exigences spécifiques - séismes

WENRA Ref.-Level T4.2 /3/ exige pour le dimensionnement au séisme: „Le dépassement de la fréquence des événements dimensionnants doit être suffisamment faible pour assurer un haut niveau de protection vis-à-vis des agressions d'origine externe. Pour chaque événement dimensionnant la fréquence ne doit pas dépasser 10^{-4} par an “.

⁴² Pour chaque aléa naturel de référence, les SSC (structures, systèmes, composants) nécessaires doivent être identifiés et classés conformément à la question G, en tenant dûment compte de la combinaison crédible de l'événement avec d'autres événements, et être qualifiés vis-à-vis de l'événement considéré ou protégés par des dispositions appropriées. Le comportement des SSC non liés à la sûreté devrait également être pris en compte afin d'éviter d'éventuels dommages secondaires aux SSC qui sont nécessaires.. /45/

Selon EUR /6, 2.4.1.2.1/, toute centrale nucléaire doit être dimensionnée de manière à résister à ce que l'on appelle le séisme de dimensionnement „Design Basis Earthquake“ (DBE)⁴³.

En France, la protection des centrales nucléaires contre les effets d'un séisme relève actuellement de la Règle fondamentale de sûreté n° 2001-01 /16/. Le concept français de protection contre les effets sismiques, basé sur une approche déterministe, se fonde sur les caractéristiques des SMHV (Séismes Maximaux Historiquement Vraisemblables) considérés comme les séismes les plus pénalisants susceptibles de se produire sur une période de durée comparable à la période historique, soit 1000 ans environ ". /16, 48, 49/⁴⁴. Sur cette base, on définit un "Séisme Majoré de sécurité" (SMS⁴⁵) /16/. On utilise une équation simple en se référant à l'intensité I du séisme en fonction du site :

$$I (\text{SMS}) = I (\text{SMHV}) + 1^{46}$$

Le niveau sismique minimum retenu conformément à /16/ est de 0,1g^{47 48} /46/.

En ce qui concerne la conception du noyau dur, des exigences accrues⁴⁹ ont été

⁴³ Les EU-Requirements /6, 2.4.1.2.1.3/ exigent : „L'accélération horizontale à période nulle en champ libre au niveau du sol du DBE est fixée à 0,25 g et est associée à trois spectres de réponse du sol..."... "La conception standard* qui résulte de cette procédure devrait pouvoir résister à des séismes d'arrêt d'urgence* (SSE) propres au site à un niveau supérieur à 0,25 g, car le SSE sera associé à un seul spectre et un seul ensemble de paramètres du sol."

⁴⁴ Cependant, /68, 3.3.3.2.7/ prescrit pour les aléas naturels une probabilité de dépassement de 10⁻⁴ par an, pour l'aléa sismique le choix étant une approche déterministe /68, 3.3.3.2.9)

⁴⁵ Définition d'un "séisme d'arrêt d'urgence ou séisme majoré de sûreté (SMS)" pour tenir compte de l'incertitude de la définition du MPHE, en complétant par des connaissances paléo sismiques." /47/

⁴⁶ Une augmentation d'un degré de l'intensité correspond à une augmentation de la magnitude fixée par convention à 0,5." /47/

⁴⁷ "Pour la demande d'autorisation, le spectre retenu pour le dimensionnement de la centrale nucléaire ne saurait être inférieur au spectre minimum avec une accélération de 0,1g et une fréquence infinie." /47/

⁴⁸ Cf. également /68/, 3.3.2.9

⁴⁹ S'agissant de la définition du noyau dur, l'autorité de sûreté a demandé à tous les exploitants de proposer, pour chaque centrale nucléaire, un "niveau sismique du noyau dur" nettement supérieur au niveau sismique actuellement défini dans la réglementation. Le règlement actuel visant à évaluer le risque sismique pour les centrales nucléaires est présenté dans la première section du présent article ; il s'agit de la RFS déterministe 2001-01.

Puis, en 2013, les exploitants ont proposé leurs niveaux sismiques de noyau dur en se basant principalement sur une augmentation forfaitaire du niveau d'arrêt d'urgence (le cas échéant combiné avec un paléo-événement), homogène sur toute la bande de fréquence. Ces niveaux de noyau dur sont encore en instruction par l'IRSN, l'appui technique de l'ASN, qui a récemment demandé aux exploitants de compléter leurs justifications par des évaluations probabilistes des aléas sismiques (PSHA) pour la période de retour associée à ces niveaux sismiques du noyau dur. Conformément à la recommandation de l'ENSREG résultant de la revue par les pairs européens, il est exigé que la période de retour y afférente soit « significativement plus étendue que 10⁻⁴ » qui sert actuellement de référence pour la conception des

discutées en France dans le cadre du stress test post-Fukushima.

D'après les informations disponibles, la conception du noyau dur vis-à-vis de l'aléa sismique se présente de la manière suivante : "Pour tous les systèmes, structures et composants du noyau dur, il existe un séisme d'arrêt d'urgence sûr appelé SND (= séisme de noyau dur). Le SND est 1,5 fois plus élevé que le SSE(SMS) des autres systèmes de sûreté de la centrale. A noter que le SND est défini en fonction du SSE lequel est basé sur la sismicité du site. Le facteur 1,5 est de l'ordre de grandeur de la différence entre le séisme maximal historiquement vraisemblable (SMHV) et le SSE (SMS)."/35/⁵⁰

Les exigences à satisfaire par l'EPR /5/ en matière de dimensionnement sismique de la centrale nucléaire permettent deux choix :

- des spectres et accélérations spécifiques au site (Figure 7) ou
- un dimensionnement standard vis-à-vis d'un séisme d'intensité VIII sur l'échelle MSK

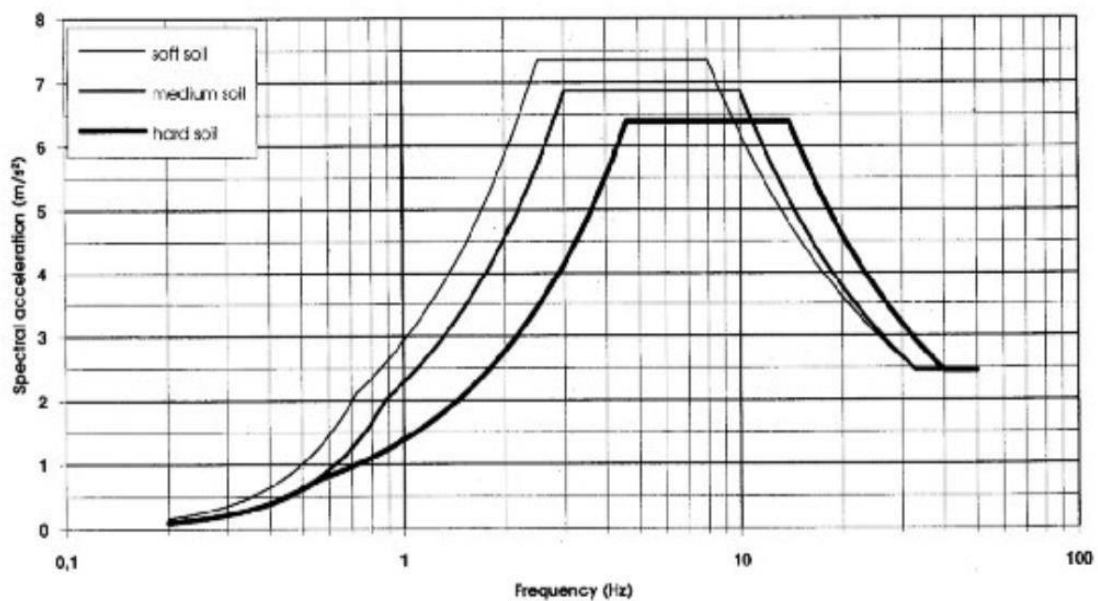


Figure 7 : Spectres sismiques pour le dimensionnement de l'EPR /extrait de 5/

Il est à noter que la version actuelle de la norme allemande KTA 2201.1 /17/ exige la

centrales nucléaires ", /50/

⁵⁰ La partie française indique en complément dans /51/ :

"Les exploitants doivent définir un spectre sismique de référence HSC en fonction des contraintes suivantes :

- être 50% au-dessus du spectre sismique choisi pour le dimensionnement de l'installation nucléaire
- être conservatif concernant le spectre défini de façon probabiliste avec une période de retour de 20 000 ans (PSHA = analyse probabiliste du risque sismique)
- Prendre en compte les éventuels effets du site de l'installation, y compris la nature du sous-sol "

conception contre un séisme avec une probabilité de dépassement de plus de 10^{-5} par an. Pour ce faire, on détermine ce qu'on appelle le séisme de dimensionnement pour le site concerné. Il s'agit en l'occurrence du plus grand séisme à retenir pour cette région qui se produit environ tous les 100 000 ans.

Exigences spécifiques - Inondations

WENRA Ref.-Level T4.2 /3/ exige que les centrales nucléaires soient conçues pour résister à des agressions externes telles que les séismes ou les inondations avec une probabilité de dépassement 10^{-4} par an.

Selon l'EUR/6, le 2.1.5.3.3.3/, « les structures et matériels de la catégorie de sûreté I »⁵¹ doivent être protégés contre l'aléa inondation externe au moyen d'une implantation des bâtiments sur un niveau approprié et d'une étanchéité correspondante, de dispositifs anti-crues du fleuve ou de la mer, et aussi de drains du site et de seuils appropriés pour les entrées. Les structures et matériels de la catégorie de sûreté II⁵² doivent être protégés autant que de besoin pour la préservation de leur fonction de sûreté.”

En France, le concept de protection contre l'aléa inondation externe est régi par le guide ASN N° 13 dans sa version du 08/01/2013 /52/. S'agissant de l'inondation des sites de centrales nucléaires se trouvant dans l'emprise d'un fleuve, /52/ définit comme situation de référence : „Le débit de référence correspond au pic de débit associé à la crue millénale, en prenant le bord supérieur de l'intervalle de confiance de 70%, en le majorant de 15%.”⁵³

⁵¹ "Structures ou équipements de la catégorie de sécurité I

Structures ou équipements qui exécutent des fonctions de sécurité dont le niveau le plus élevé est F1A ou F1B (les fonctions de sécurité spécifiques à la centrale sont classées au niveau F1A, F1B ou F2")/6/

⁵² "Structures ou équipements de catégorie de sécurité II

Structures ou équipements qui exécutent des fonctions de sécurité dont le niveau le plus élevé est F2." /6/

⁵³ "Le niveau de référence est le niveau maximal sur le site résultant du débit de référence. Dans certaines configurations de site, un niveau d'eau plus élevé peut être atteint avec un débit inférieur au débit de référence ; dans ce cas, le niveau de référence est celui qui correspond à ce débit inférieur." /52/

La procédure pour la détermination du niveau de référence pour les sites au fil de l'eau a été explicitée de façon plus détaillée dans /35, Question N° 180/:

"Le niveau de sécurité en cas d'inondation est le plus élevé des deux niveaux suivants :

- Niveau atteint par un fleuve dont le débit est obtenu en augmentant le niveau de crue millénale de 15%.
- Niveau atteint par la combinaison de :
 - l'onde de crue résultant de la rupture la plus pénalisante d'un barrage en amont,
 - et la crue centennale du fleuve (ou l'inondation historique la plus élevée si elle est plus élevée) ".

"Dans le guide de l'ASN relatif aux risques d'inondation, qui a été publié en 2013, même s'il n'est pas explicitement mentionné, l'ensemble des situations d'inondation de référence (RFS) à prendre en compte pour la conception ont été affinées en utilisant un objectif probabiliste commun pour obtenir une certaine homogénéité entre toutes les RFS. En conformité avec les pratiques internationales, les RFS devraient avoir

Synthèse de l'état de la science et de la technique - agressions d'origine naturelle :

- Selon WENRA Ref.-Level T4.2 /3/, les installations nucléaires doivent être conçues pour faire face aux aléas naturels (tels que séismes, inondations) avec une probabilité de dépassement d'au moins 10^{-4} par an. L'événement de dimensionnement déterminé par le calcul doit être comparé aux événements historiques.
- Lors de la détermination des agressions externes au moyen d'analyses des risques spécifiques au site, toutes les incertitudes ainsi que l'évolution prévisible du site doivent être prises en compte.
- Il faut administrer la preuve de la robustesse de la centrale nucléaire également vis-à-vis des agressions externes hors dimensionnement.
- Les effets falaise⁵⁴ sont à exclure.

4.3.1.2 Agressions dues à l'activité de l'homme

WENRA Ref.-Level E5.2 /3/ stipule qu'en plus du dimensionnement vis-à-vis des agressions d'origine naturelle, la centrale nucléaire doit être protégée également contre les impacts globaux induits par la civilisation. Les impacts causés par l'activité de l'homme comprennent, entre autres, la chute accidentelle d'un avion (ci-après dénommé "chute d'avion"). WENRA Ref.-Level F4.7 exige que l'évacuation de la chaleur résiduelle du cœur du réacteur et de la piscine de désactivation du combustible nucléaire soit également possible en cas d'agressions externes hors dimension. Les hypothèses de chargement à retenir pour la chute d'avion ne sont pas explicitement concrétisées dans WENRA Ref.-Level.

une probabilité de dépassement de 10^{-4} par an, en ordre de grandeur, et devraient couvrir les incertitudes y afférentes."/35/.

⁵⁴ Par effet falaise, dans une centrale nucléaire, on entend un comportement anormalement dégradé causé par le passage brusque d'un état à un autre à la suite d'un léger écart d'un paramètre de la centrale, et donc une variation soudaine et importante de l'état de la centrale nucléaire en réponse à une faible variation d'une donnée d'entrée ". /2/

Selon /20, 22, 23/, les centrales nucléaires françaises doivent être protégées par leur génie civil contre les impacts de la chute d'un petit avion (Cessna 210 ou Lear Jet 23), d'un avion de chasse du type Phantom IV ou d'un avion gros porteur. Les différentes fonctions de temps et de chargement sont expliquées dans /24/ et illustrées dans la Figure 8.

Selon /19, 65/, les centrales nucléaires françaises ont été dimensionnées, spécifiquement pour chaque site, sur la base d'analyses probabilistes de la fréquence des crashes d'avions, en protégeant les centrales contre les impacts « des petits avions civils (aviation générale, de masse inférieure à 5,7 tonnes) »⁵⁵.

/20/ précise à cet égard : "Ces études statistiques permettent de conclure qu'en ce qui concerne les structures de la filière standard du palier 1300 MWe, le seul risque à prévoir en France est celui résultant de la chute d'un avion de l'aviation générale. Deux types d'avions de l'aviation générale sont pris en compte dans le dimensionnement de ces bâtiments :

- Un projectile " dur " (principalement à impact perforant) : moteur de (0,2 t) d'un CESSNA 210 monomoteur (1,5 t à 360 km/h) ;
- Un projectile "mou" (causant principalement un choc d'impact) : LEAR JET biréacteur (5,7 t à 360 km/h)".

L'approche décrite dans /20/ pour la détermination du risque spécifique de la chute d'avion pour un site donné est comparable en principe à l'approche décrite dans 2.1.7.6.8/, EUR /6/.

⁵⁵ "Concernant les chutes d'avions, les règles fondamentales de sûreté (RFS) applicables distinguent, pour la construction des installations nucléaires, 3 familles d'avions :

- 1) les petits avions civils (aviation générale, la masse inférieure de 5,7 tonnes) ;
- 2) l'aviation militaire ;
- 3) l'aviation commerciale (aéronefs de masse supérieure à 5,7 tonnes).

Compte tenu des probabilités d'une chute de ces avions sur les installations nucléaires, celles-ci sont construites depuis les années 70 pour résister sans dommages à l'impact d'avions de la 1ère famille, à savoir les petits avions civils. Elles ne sont pas construites pour résister à l'impact d'autres avions, dont les probabilités de chute accidentelle sont extrêmement faibles. En la matière, les règles françaises ne diffèrent pas de la pratique internationale. » /19/

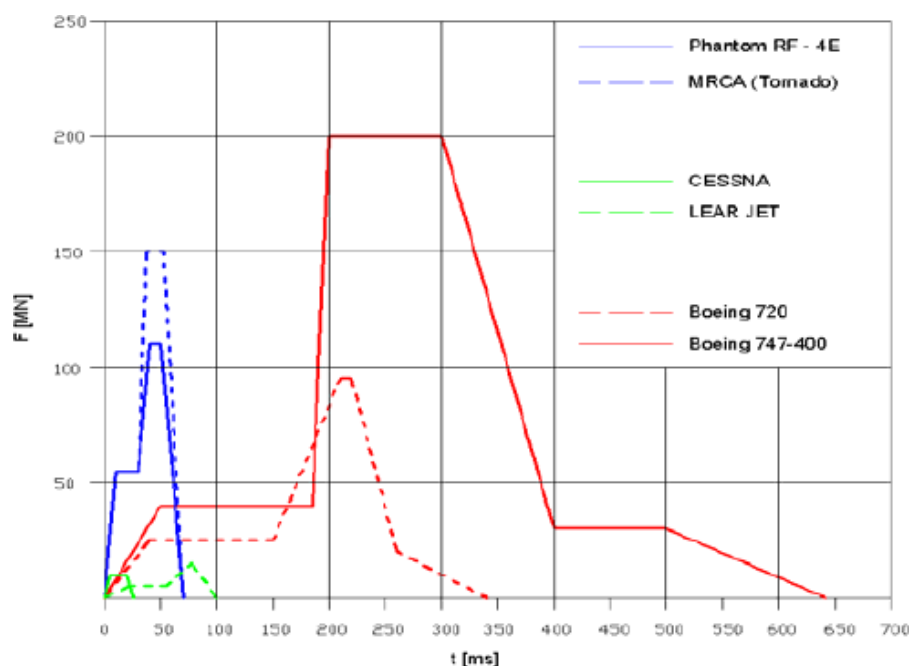


Figure 8 : Fonctions de chargement et de temps pour différents types d'avion /24/.

Les exigences actuellement en vigueur en France pour le dimensionnement de l'EPR vis-à-vis de l'aléa chute d'avion sont précisées dans /5/. Les diagrammes chargement-temps à postuler sont indiqués à la Figure 9.

En France, les différentes approches concernant le dimensionnement des centrales nucléaires existantes par rapport à l'EPR peuvent être présentées de la manière suivante /66/ :

La RFS-I.2.a. du 05/08/1980 /65/ exige l'évaluation de la probabilité de la perte des trois fonctions de sûreté principales, en considérant deux types d'avion (Cessna 210 et Learjet 23) de l'aviation générale. La protection est considérée comme suffisante si la fréquence est inférieure à une valeur déterminée, ce qui est un objectif probabiliste.

Les guides techniques /5/ imposent une approche déterministe basée sur les diagrammes chargement-temps C1 et C2 lesquels représentent la chute d'un avion militaire. Le bâtiment réacteur, le bâtiment des assemblages combustibles et quelques bâtiments auxiliaires⁵⁶ doivent être dimensionnés vis-à-vis de ces situations de chargement."

Le récent Guide de l'ASN n°22 /68/ ne fournit pas davantage de précisions par rapport

⁵⁶Cf. les détails dans /21/

à la RFS-I.2.a. du 05/08/1980 /65/ concernant les hypothèses de chargement en cas de chute d'avion, il n'y a pas de référence à /5/.

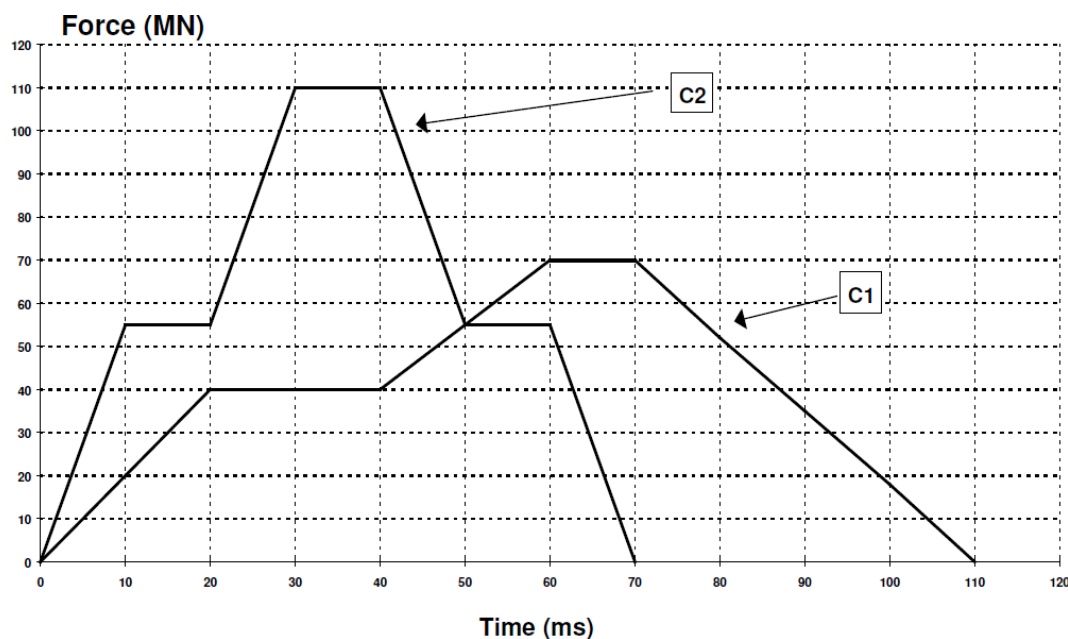


Figure 9 : Fonction chargement-temps⁵⁷ selon /5/, /54/

Selon les exigences applicables en France /9, article 3.10/, les démonstrations de la sûreté doivent être mises à jour chaque fois qu'il y a des indices révélant, par exemple, une modification des probabilités d'occurrence des agressions externes⁵⁸. Selon la position de l'ASN /64/, une réévaluation des risques liés aux agressions externes est à prévoir dans le cadre des revues périodiques de la sûreté, qui comprend également l'évaluation de l'aléa chute d'avion. La réglementation relative à l'amélioration continue de la sûreté des centrales nucléaires en France est précisée au /chapitre VII du document 9/.

Toutefois, en ce qui concerne les analyses de risque sur lesquelles repose le dimensionnement initial des centrales nucléaires françaises vis-à-vis de l'aléa chute d'avion, les informations disponibles n'ont pas révélé l'existence d'évaluations plus

⁵⁷Le diagramme de chargement-temps C1 doit être appliqué au dimensionnement du bâtiment réacteur, de la piscine des assemblages combustibles et des bâtiments abritant des systèmes auxiliaires et d'alimentation importants pour la sûreté, en particulier en ce qui concerne les vibrations induites et la pénétration. Le diagramme de chargement-temps C2 doit être appliqué pour la vérification des exigences conformément à l'Eurocode 2, partie 1.

Pour plus d'informations, voir /5/ et Annexe 1.

⁵⁸Article 3.10 : Le titulaire du permis se tient informé de tout changement apporté ou prévu à proximité de son installation qui pourrait modifier la nature, l'étendue ou la probabilité d'une agression externe. Si nécessaire, il actualise la démonstration de la sûreté nucléaire de son installation dans le cadre de procédures réglementaires appropriées." /9/

récentes qui auraient pu conduire à une réévaluation du risque d'un site suite à une éventuelle modification de la probabilité d'occurrence de la chute d'avion.

Synthèse de l'état de la science et de la technique - impact de l'activité de l'homme :

- En France, les exigences pertinentes selon l'état de la science et de la technique pour l'administration de la preuve de la sûreté des centrales nucléaires vis-à-vis d'une chute accidentelle d'avion sont celles de /5/.
- Dans le cas où la démonstration de la sûreté vis-à-vis de l'aléa chute d'avion est basée sur une analyse spécifique du site en termes de probabilité de chute, il faut s'assurer du caractère actuel de l'analyse de ces risques.
- L'évacuation de la chaleur résiduelle du cœur du réacteur et de la piscine des assemblages combustibles doit être assurée également en cas de chute d'avion hors dimensionnement.

4.3.2 Exigences de sûreté relatives au niveau de sûreté 3

Les exigences importantes relatives aux équipements du niveau de sûreté 3 peuvent être déduites de /2/, /3/ et, plus spécifiquement pour la France, de /68/. Cela concerne les exigences

- relatives à la prévention des défaillances de cause commune, moyennant p.ex. la redondance, la diversité, la séparation dans l'espace et l'indépendance fonctionnelle,
- relatives au respect du critère de défaut unique des fonctions des systèmes au niveau de sûreté 3,
- relatives aux règles concernant la fiabilité des mesures de maintenance pendant le régime de puissance,
- relatives à l'indépendance et l'absence de branchements croisés des équipements,
- relatives à l'activation automatique des équipements de sécurité ainsi que

- relatives à la prise en compte d'éventuels effets impactant plusieurs tranches

La réglementation française /86,87/ contient des règles relatives à ces exigences, de même que les réglementations finlandaises /86, 87/, néerlandaises /88/, allemandes /7, 8/ et belges /84/.

4.3.2.1 Exigences concernant le critère de défaut unique⁵⁹

Le critère de défaut unique⁶⁰ est défini au Requirement 25 des Exigences spécifiques de l'AIEA /2/. En ce qui concerne le respect du critère de défaut unique, /2/ ne comporte pas d'exigence concrète concernant le cas d'une opération de maintenance sur des systèmes de sécurité (équipements du niveau de défense 3) en cours d'exploitation de la centrale nucléaire. Toutefois, la section 5.46 de /2/ exige que la fiabilité de la fonction de sûreté concernée ne soit pas significativement altérée dans de telles conditions d'exploitation⁶¹.

En ce qui concerne le respect du critère du défaut unique pendant les opérations de maintenance ("concept de défaut unique") en régime d'exploitation, le Safety Guide de l'AIEA contient la règle /27,4.73/ suivante : "S'il est prévu d'effectuer de la maintenance sur des composants du système de refroidissement d'urgence du cœur pendant l'exploitation de la centrale, ce système de refroidissement d'urgence doit être conçu de telle sorte qu'aucune défaillance, même pendant une opération de maintenance, ne puisse empêcher l'exécution des fonctions de sûreté prévues. Bien que ce principe soit formulé en anglais avec le terme "should", il souligne la nécessité de respecter le critère de défaut unique du système de refroidissement d'urgence pendant la maintenance en régime d'exploitation. L'AIEA a formulé des exigences similaires en ce qui concerne le système de protection du réacteur /41/.

⁵⁹ Définition du "critère de défaut unique" /7/"Concept de la combinaison d'hypothèses de défaillance à postuler en fonction des différents niveaux de défense à la suite d'une défaillance unique active ou passive et d'opérations de maintenance.

⁶⁰ " Une défaillance unique est une défaillance qui provoque la perte de la capacité d'un système ou d'un composant d'exécuter la ou les fonctions de sûreté prévues et toute défaillance consécutive qui en résulte. Le critère de défaillance unique est un critère (ou une exigence) appliqué à un système de telle sorte qu'il soit capable d'exécuter sa fonction en cas de défaillance unique." /2/

⁶¹ « 5.46. Lorsqu'il est prévu de calibrer, de tester ou d'entretenir des éléments importants pour la sûreté pendant le régime de puissance, les systèmes respectifs doivent être conçus pour exécuter ces tâches sans réduction significative de la fiabilité opérationnelle des fonctions de sûreté.... »/2/

En principe, l'exigence d'une conception avec respect du critère de défaut unique s'applique également aux parties passives⁶² de l'installation. L'objectif est de s'assurer que le défaut unique passif à postuler n'entraîne pas une défaillance de plusieurs files redondantes de l'équipement de sécurité. Selon /2, 5.40/, il n'est pas nécessaire de retenir l'hypothèse d'un défaut unique pour un composant passif s'il peut être démontré qu'il est très peu probable que l'équipement affecté soit indisponible dans les conditions d'un accident⁶³.

WENRA Ref.-Level E9.4 traite au fond de la nécessité d'une redondance des fonctions de sécurité au niveau de défense 3 afin d'obtenir la fiabilité requise. La prise en compte du défaut unique dans la conception est formulée comme principe nécessaire dans WENRA Ref.-Level E8.2 /3/ pour les composants actifs de la tranche afin de remplir les fonctions de sûreté du niveau de défense 3. Cette exigence ne s'applique pas aux composants passifs, sous réserve de prouver que leur défaillance dans des conditions d'un accident n'est pas à prévoir. En ce qui concerne le respect du critère de défaut unique lors d'une opération de maintenance en régime d'exploitation, l'exigence E10.7 /3/ de WENRA ne concerne toutefois que le système de protection du réacteur.

EUR /6, 2.1.3.4/ explique que, dans certains pays, le critère de défaut unique doit être respecté également dans le cas de la maintenance des systèmes de sûreté pendant le

⁶² "Composant passif : composant dont le fonctionnement ne dépend pas d'une entrée externe telle qu'une alimentation en courant alternatif, un mouvement mécanique ou une alimentation électrique autre.

a) Un composant passif n'a pas de pièce mobile et, par exemple, ne subit que des modifications de pression, de température ou de débit de fluide dans l'exercice de ses fonctions. De plus, certains composants qui fonctionnent avec une très grande fiabilité en raison d'une action ou d'un changement irréversible peuvent être affectés à cette catégorie.

b) Exemples de composants passifs : échangeurs de chaleur, tuyauteries, réservoirs, câbles électriques et structures. Il convient de souligner que cette définition est nécessairement de nature générale, de même que la définition correspondante de la composante active. Certains composants, tels que les disques de rupture, les clapets anti-retour, les soupapes de sécurité, les injecteurs et certains dispositifs électroniques à l'état solide, présentent des caractéristiques qui nécessitent une attention particulière avant d'être classés comme composants actifs ou passifs.

c) Tout composant qui n'est pas un composant passif est un composant actif." /69/

⁶³ "5.40. La conception doit tenir compte de la défaillance d'un composant passif, à moins qu'elle n'ait été prouvée dans l'analyse de défaillance unique avec un degré élevé de certitude qu'une défaillance de ce composant est très peu probable et que sa fonction ne sera pas affectée par l'événement initiateur postulé. /2/

fonctionnement de la centrale nucléaire⁶⁴.

/9, article 3.1/ de la réglementation française impose également pour la conception des dispositifs de sûreté une redondance nécessaire pour assurer une fiabilité élevée. Dans /5, C.2.1/, il est en outre exigé le respect du critère de défaut unique pour les équipements importants pour la sûreté, même en cas d'opération de maintenance pendant l'exploitation de la centrale nucléaire. Dans ce contexte, l'ASN fait référence au concept de 4 files pour les systèmes de sécurité de l'EPR /42/.

L'article 448 de la réglementation finlandaise /87/ stipule : "En cas d'incident d'exploitation ou d'accident hypothétique, il sera possible d'assurer l'évacuation de la chaleur résiduelle du réacteur et du confinement par un ou plusieurs systèmes qui répondent conjointement au critère de défaillance (N+2) et au critère d'autonomie pendant 72 heures, de telle sorte que les limites fixées pour l'intégrité du combustible, les conséquences radiologiques et la protection vis-à-vis de la surpression ne seront pas dépassées dans les catégories de dimensionnement DBC2, DBC3 ou DBC4 (catégories DBC = design basis catégories). Si les systèmes d'évacuation de la chaleur résiduelle ou leurs systèmes auxiliaires comportent des composants passifs dont la probabilité de défaillance est très faible en lien avec l'incident d'exploitation pris en compte ou l'accident postulé, le critère de défaillance (N+1) peut être appliqué à ces composants au lieu du critère de défaillance (N+2)".

La réglementation néerlandaise /88/ précise également les exigences de redondance des systèmes de sécurité, notamment au chapitre 3.1(9) :

"Les systèmes de sûreté destinés à maîtriser les initiateurs uniques hypothétiques au niveau 3a de la défense en profondeur sont conçus de manière redondante de telle sorte que les fonctions de sûreté soient suffisamment efficaces si l'on postule qu'en cas de demande de fonctionnement :

- qu'il se produit la perte d'un élément important pour la sûreté en raison de la défaillance unique ayant les effets les plus pénalisants, et
- qu'en même temps, un élément important pour la sûreté est supposé inutilisable en raison de l'opération de maintenance ayant les effets les plus pénalisants en cas de défaillance unique."

⁶⁴ "Dans certains pays, le critère N+2 est exigé (défaillance simple accompagnée d'une indisponibilité due à la maintenance ou aux essais) pour les systèmes de sûreté et les systèmes importants pour la disponibilité globale de la centrale. /6/

La réglementation nucléaire allemande comporte également des exigences similaires /7, 8/.

La réglementation belge /84/, au chapitre 20.8.3, exige également la redondance des systèmes de sécurité qui, quant au principe, est conforme aux exigences précitées :

« Le système de protection doit être conçu de manière à présenter une fiabilité fonctionnelle en rapport avec l'importance de la (des) fonction(s) de sûreté à remplir. La redondance et l'indépendance prévues à la conception du système de protection doivent être suffisantes pour assurer au moins :

(1) qu'aucune défaillance unique n'entraîne la perte de la fonction de protection ; et

(2) que la mise hors service d'un composant ou d'une voie quelconque n'entraîne pas la perte de la redondance minimum requise. »

Synthèse relative à l'état de la science et de la technique - critère de défaillance unique :

- Les équipements destinés à la maîtrise des événements du niveau de défense 3 doivent par principe être conçus de manière redondante pour que ces fonctions de sûreté soient suffisamment efficaces même si, en cas de demande de fonctionnement, il existe les conditions suivantes
 - un défaut unique se produit dans un dispositif de sûreté à la suite d'une défaillance aléatoire et
 - il se produit, en combinaison avec le défaut unique, l'indisponibilité d'un dispositif de sûreté à la suite d'opérations de maintenance⁶⁵.
- La simultanéité d'un cas de défaut unique et d'un cas de maintenance n'est pas à retenir s'il est prouvé que les opérations de maintenance des systèmes de sûreté 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 de fonctionnement.

⁶⁵ Selon l'exigence WENRA E10.7 /3/, le respect du critère de défaut unique pendant la maintenance en cours d'exploitation n'est exigé que pour le système de protection du réacteur. Pour les autres dispositifs de sécurité, ceci ne s'applique que si les opérations de maintenance pendant le fonctionnement de l'installation sont spécifiées dans les consignes d'exploitation comme étant permises. Toutefois, des opérations de maintenance à court terme peuvent être autorisées si les procédures correspondantes sont spécifiées dans les consignes d'exploitation et s'il est prouvé que la fiabilité de l'exécution de la fonction de sécurité concernée n'est pas altérée.

- Le critère de défaut unique doit fondamentalement s'appliquer également aux composants passifs. La défaillance des composants passifs de l'installation au regard du critère de défaut unique n'est pas à postuler si les exigences de qualité requises sont respectées et prouvées au niveau de la conception, de la construction et de l'exploitation.

4.3.2.2 Protection contre les défaillances dues à une cause commune (mode commun)

Selon /70/, il est possible de distinguer trois types de défaillance de mode commun très différents :

- Défaillances dues à une cause externe commune (agressions internes⁶⁶ ou externes⁶⁷ transverses),
- Défaillances dues à des dépendances fonctionnelles des composants (p. ex. un seul réservoir d'eau pour deux systèmes qui sont indépendants par ailleurs),
- Défaillances dues à une cause commune intrinsèque aux composants.

Côté AIEA, la nécessité d'un concept de protection contre les défaillances de mode commun est décrite dans le Requirement 24⁶⁸ des prescriptions de sûreté spécifiques de l'AIEA /2/.

Le contenu principal du concept de protection contre les défaillances de mode commun est déterminé par les exigences suivantes :

- Redondance (voir les commentaires au point 4.3.2.1 du présent rapport),
- Diversité,
- Séparation physique et
- Indépendance fonctionnelle.

⁶⁶ Incendies internes, inondations internes etc.

⁶⁷ Séismes, inondations d'origine externe

⁶⁸ "La conception des équipements doit tenir compte de la possibilité de défaillances d'origine commune des éléments importants pour la sûreté, afin de déterminer comment les concepts de diversité, de redondance, de séparation physique et d'indépendance fonctionnelle doivent être appliqués pour assurer la fiabilité nécessaire. /2/

Le chapitre 6.19⁶⁹ du Requirement 52 /2/ décrit, entre autres, les exigences relatives à la nécessaire redondance (voir 4.3.2.1 du présent rapport) et diversité pour le refroidissement d'urgence du cœur du réacteur.

Le chapitre 6.34⁷⁰ du Requirement 62 /2/ précise les exigences relatives à la conception diversifiée du contrôle-commande relatif à la sécurité ("I&C").

Le Requirement 27 /2/ spécifie au chapitre 5.42⁷¹ les exigences relatives aux installations auxiliaires et d'alimentation des équipements de sécurité. Par conséquent, la redondance, la diversité et l'indépendance de ces systèmes doivent être définies de telle sorte que le fonctionnement des équipements de sécurité correspondants soit pleinement assuré en cas de demande de fonctionnement.

Les recommandations de /41/ pour le contrôle-commande I&C sont plus concrètes :

- sur l'indépendance (4.14 - 4.24),
- sur la défaillance en mode commun (4.25 - 4.35) et
- sur la diversité (4.36 - 4.40).

Dans WENRA /3/, les exigences relatives à la protection contre le mode commun sont énumérées de manière plus compacte (Ref.-Level E9.4, E9.5) :

- E9.4 La fiabilité des systèmes doit être assurée par un choix approprié de dispositions comprenant l'utilisation de composants éprouvés, la redondance, la diversité, la séparation physique et fonctionnelle et l'isolement.
- E9.5 Pour les sites à plusieurs tranches, l'indépendance appropriée entre celles-ci doit être assurée⁷².

Dans l'EUR /6/, les exigences relatives au concept de protection contre les défaillances d'origine commune sont expliquées de manière détaillée et spécifique au point 2.1.6.2.2.

⁶⁹ 6.19. Les caractéristiques de conception (telles que les systèmes de détection des fuites, les interconnexions appropriées et les moyens d'isolement) et une redondance et une diversité appropriées doivent être prévues pour satisfaire aux prescriptions du paragraphe 6.18 avec une fiabilité suffisante pour chaque événement initiateur postulé. /2/

⁷⁰ 6.34. Les aspects de la conception tels que la possibilité d'essai, y compris l'autocontrôle si nécessaire, les caractéristiques fail-safe (mode de défaillance vers un état sûr), la diversité fonctionnelle et la diversité dans la conception des composants et dans les concepts d'exploitation doivent être utilisés dans la mesure du possible pour éviter la perte d'une fonction de sûreté. /2/

⁷¹ 5.42. La fiabilité, la redondance, la diversité et l'indépendance des systèmes support et les caractéristiques pour leur isolement et pour tester leur capacité fonctionnelle doivent être en adéquation avec l'importance pour la sûreté du système supporté. /2/

⁷² "La possibilité pour une tranche de pouvoir être secourue par l'autre tranche pourra être prise en considération à la condition que cette possibilité ne soit pas préjudiciable au regard de la sûreté." /3/

Elles portent sur les exigences en matière de

- Diversité,
- Indépendance,
- Isolement fonctionnel et
- Séparation physique.

En France /9/, les exigences en matière de protection contre les défaillances de mode commun sont plutôt génériques. L'article 3.1 stipule ce qui suit: „L'exploitant applique le principe de la défense en profondeur“..... qui s'appuie notamment sur une démarche de conception prudente, intégrant des marges de dimensionnement et recourant, en tant que de besoin, à une redondance, une diversification et une séparation physique adéquates des éléments importants pour la protection qui assurent des fonctions nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire et pour obtenir un haut niveau de fiabilité des fonctions mentionnées au paragraphe précédent.”

La protection contre les défaillances de mode commun est détaillée de façon exhaustive dans les exigences relatives à l'EPR français /5 /. Notamment au chapitre A2.2 il est stipulé que :

"Une attention particulière doit être accordée à la réduction maximale des possibilités de défaillances de mode commun. La séparation physique et spatiale doit être appliquée dans la mesure du possible. Les fonctions support (énergie, commande, refroidissement, etc.) doivent également être indépendantes autant que faire se peut. Un accent particulier doit être mis sur la redondance et la diversité des alimentations électriques. En outre, des dispositions (y compris en matière de matériel et de logiciel) doivent être mises en œuvre au niveau de l'architecture globale de l'instrumentation et du contrôle pour limiter les défaillances de mode commun induites par les logiciels."

Les exigences en matière de protection contre les défaillances de mode commun dans /5/ concernent également les composants importants pour la sûreté tels que la tuyauterie, les pompes, vannes etc. Dans F1.2.1 /5/ il est exigé à cet égard : „La conception et la disposition des tuyauteries, des bâches, des réservoirs, des pompes et des vannes doivent être basées, dans la mesure du possible, sur le principe de la séparation physique ou spatiale afin d'éviter l'aggravation d'un événement initial, notamment une défaillance pénalisante, conformément aux règles appliquées aux transitoires, incidents et accidents de référence, et d'éviter les défaillances de mode commun dans les systèmes nécessaires pour atteindre et conserver un état d'arrêt sûr.”

Le chapitre G.3 /5/ indique les exigences en matière d'indépendance des fonctions des équipements du contrôle-commande I&C: "De même, l'indépendance doit être démontrée pour les équipements redondants prévus pour satisfaire au critère de défaut unique ainsi qu'aux exigences du cas de maintenance et de l'exigence de séparation (pour la protection contre les agressions d'origine interne) ; les fonctions F1 doivent pouvoir satisfaire au critère de défaut unique pendant les opérations de maintenance ou d'essai périodique. L'indépendance doit être justifiée par des dispositions telles que la séparation, l'isolement, l'autonomie, la diversification."

Des règlements nucléaires d'autres pays (p.ex. Pays Bas et Finlande) définissent également des exigences concrètes en matière de protection contre les défaillances de mode commun :

L'article 3.1(7) de la réglementation néerlandaise /88/ précise à cet égard : "3.1 (7) Il faut analyser les éventualités de défaillance de mode commun des éléments importants pour la sûreté. Des dispositions visant à réduire la probabilité de telles défaillances doivent être mises en œuvre de manière à ce que, avec un niveau élevé de confiance, il ne soit pas nécessaire de retenir l'hypothèse de telles défaillances multiples d'éléments importants pour la sûreté au niveau 3a de la défense en profondeur. Les systèmes de sûreté pour lesquels des défaillances potentielles de mode commun auraient été mises en évidence devront être conçus selon le principe de la diversité, dans la mesure du possible et autant que techniquement raisonnable."

La réglementation finlandaise /87/ précise à cet égard les exigences suivantes : „351. Des analyses de défaillance doivent être effectuées pour démontrer que :

- tous les systèmes assurant des fonctions de sûreté et leurs systèmes auxiliaires satisfont aux critères de défaillance précisés à la section 4.3 de ce guide ;
- les systèmes assignés à différents niveaux de la défense en profondeur ont été fonctionnellement isolés les uns des autres de telle sorte qu'une défaillance à un niveau quelconque n'affecte pas les autres niveaux ; et
- une défaillance de mode commun d'un seul type de composant (p. ex. un clapet anti-retour similaire, même type et même fabricant) n'empêche pas la centrale nucléaire d'être ramenée dans un état maîtrisé et ensuite dans un état sûr."

Plus loin : "418. Conformément à la section 14(3) du décret gouvernemental 717/2013, dans le but de prévenir les accidents et d'en limiter les conséquences, une centrale nucléaire doit être équipée de systèmes permettant l'arrêt d'urgence du réacteur et son

maintien dans un état sous-critique, d'évacuer la chaleur résiduelle du réacteur et de confiner les matières radioactives dans la centrale nucléaire. La conception de ces systèmes doit appliquer les principes de redondance, de séparation et de diversité qui assurent la mise en œuvre d'une fonction de sûreté, même en cas de dysfonctionnement. Selon la section 14(5) du décret gouvernemental 717/2013, les défaillances de mode commun ne doivent avoir que des impacts mineurs sur la sûreté de la centrale."

Dans les règles nucléaires allemandes /7/, au chapitre 3.1(5), il est exigé :

« 3.1 (5) Il faut analyser la possibilité de défaillances de mode commun des dispositifs de sécurité. Des précautions doivent être prises pour réduire la probabilité d'occurrence de telles défaillances pour qu'il ne soit pas nécessaire de postuler une défaillance multiple des équipements de sécurité au niveau de défense 3. Les dispositifs de sûreté redondants, pour lesquels des possibilités de défaillances dues à des causes de mode commun ont été identifiées, doivent être dimensionnés selon le principe de la diversification, dans la mesure où cela est raisonnable au plan technique ».

Des exigences citées ci-dessus on peut déduire que

- des dispositions générales doivent être prises pour réduire la probabilité de défaillances de mode commun, de sorte qu'il ne soit pas nécessaire de postuler une défaillance multiple des équipements de sécurité du niveau de sûreté 3.
- Les dispositifs de sécurité redondants, pour lesquels des possibilités de défaillances dues à un mode commun ont été identifiées, doivent être dimensionnés de façon diversifiée autant que raisonnablement possible au plan technique.

En ce qui concerne la protection contre les événements d'origine interne ou externe génériques, les exigences suivantes doivent être respectées :

- Pour le cas d'événements transverses d'origine interne, les sous-systèmes de sécurité redondants des équipements de sécurité doivent être séparés dans l'espace ou être protégés de telle sorte que toute défaillance affectant plus d'une voie redondante soit évitée.
- Les équipements de sûreté nécessaires à la maîtrise des accidents doivent être conçus et maintenus en permanence dans un état leur permettant de remplir leurs

missions de sûreté, même en cas d'événement d'origine externe.

Synthèse de l'état de la science et de la technique - Protection contre les défaillances de mode commun :

- Les équipements de sûreté doivent être séparés physiquement ou être protégés de telle manière qu'une défaillance affectant plusieurs voies redondantes à la fois soit évitée en cas d'événements transverses d'origine interne ou externe.
- Les défaillances multiples des équipements de sécurité au niveau de défense 3 doivent être exclues. Les équipements de sûreté redondants, pour lesquels des possibilités de défaillances dues à des causes de mode commun ont été identifiées, doivent être dimensionnés de façon diversifiée autant que raisonnable au plan technique.
- Les systèmes auxiliaires et d'alimentation des équipements de sûreté doivent être conçus pour être fiables et protégés contre les agressions de manière à assurer le nécessaire haut niveau de disponibilité des équipements à alimenter.

4.3.2.3 Exigences en termes d'indépendance et d'absence d'interconnexions des équipements de sûreté

Le concept de défense en profondeur, dont les différents niveaux doivent fonctionner indépendamment les uns des autres, est d'une importance fondamentale pour la sûreté d'une centrale nucléaire. /2, Requirement 7/. /2.13 de /2/ explique à cet égard : "Si un niveau de protection ou une barrière venait à être défaillant, le niveau ou la barrière suivant serait disponible.....Cette indépendance effective des différents niveaux de défense est un élément nécessaire de la défense en profondeur".

S'agissant des dispositions et équipements du niveau de sûreté 3 (systèmes de sûreté), le Requirement 21 /2/ stipule l'indépendance des systèmes de sûreté et des voies redondantes d'un système de sûreté⁷³. L'exigence d'indépendance s'applique également aux systèmes auxiliaires et d'alimentation des systèmes de sécurité /2,5.42 et 5.43/⁷⁴.

⁷³ " Les interférences entre systèmes de sûreté ou entre voies redondantes d'un même système doivent être évitées par des moyens du type séparation physique, isolement électrique, indépendance fonctionnelle et indépendance de la communication (transfert de données), autant que de besoin. /2/

⁷⁴ 5.42. La fiabilité, la redondance, la diversité et l'indépendance des systèmes support et les caractéristiques pour leur isolement et pour tester leur capacité fonctionnelle doivent être adaptées à l'importance du

En outre, /2, 4.10/⁷⁵ exige que tous les niveaux de sûreté du concept de défense en profondeur soient toujours disponibles pour le fonctionnement d'une centrale nucléaire.

Selon /2, 2.13/, des exigences de fiabilité différentes s'appliquent aux différents niveaux de sûreté du concept de défense en profondeur pour les installations et dispositions respectives qui sont nécessaires pour atteindre les objectifs définis. Les exigences applicables aux dispositions et installations au niveau de défense 4 sont plus réduites par rapport à celles du niveau de défense 3. Il en résulte que les dispositions et installations au niveau de défense 4 ne peuvent pas être utilisées pour compenser des déficits au niveau de défense 3.

L'indépendance en matière de protection du réacteur et d'évacuation de la chaleur est exigée également par WENRA /3/⁷⁶.

Les exigences relatives à l'indépendance des systèmes de sécurité sont réglementées en détail et de manière exhaustive dans EUR /6/ /6, au point 2.1.6.2.2.2./⁷⁷. Les dispositions à prendre pour assurer l'indépendance font également l'objet d'un catalogue des exigences détaillé et exhaustif :

- 6/ "2.1. 6.2.2.2.3 Isolement fonctionnel

système de sécurité en question.

5.43. Il n'est pas acceptable qu'une défaillance d'un système support puisse affecter simultanément des parties redondantes d'un système de sécurité ou un système assurant diverses fonctions de sûreté, compromettant ainsi la capacité fonctionnelle de ces systèmes de sécurité/2/.

⁷⁵"4.10. La conception doit tenir compte du fait que l'existence de niveaux de défense multiples ne constitue pas une base pour la poursuite de l'exploitation en cas de perte d'un seul niveau de défense. Tous les niveaux de la défense en profondeur doivent être disponibles à tout moment et toute atténuation de ce principe doit être justifiée pour des modes de fonctionnement spécifiques."/2/".

⁷⁶ WENRA Ref.-Level E10.7 (protection du réacteur) et F4.7 (évacuation de la chaleur)

⁷⁷ "Les principes d'indépendance suivants doivent être appliqués à la conception :

- le maintien de l'indépendance entre les voies des systèmes et composants redondants dans la mesure du possible et lorsque cela présente un avantage global pour la sûreté,

- maintenir l'indépendance entre les composants et les effets d'événements initiateurs potentiels ; par exemple, un événement initiateur ne doit pas entraîner la défaillance ou la perte d'une fonction de sûreté qui est nécessaire pour atténuer cet événement,

- le maintien d'une indépendance appropriée entre les composants de différentes catégories de sécurité, de sorte qu'un composant de catégorie de sécurité supérieure ne puisse pas être affecté par la défaillance d'un composant de catégorie de sûreté inférieure,

- maintien de l'indépendance* entre les éléments de catégorie de sûreté I et les autres." /6/

L'isolement fonctionnel doit être mis en œuvre pour réduire la probabilité d'interaction négative entre les équipements et les composants des systèmes redondants ou connectés, que ce soit en fonctionnement normal ou fonctionnement dégradé ou en cas de défaillance d'un composant des systèmes.

Les interférences entre les systèmes de protection et les systèmes de commande doivent être exclues, en évitant les interconnexions ou moyennant un isolement fonctionnel approprié. Si des signaux sont utilisés en commun à la fois par les systèmes de protection et un système de commande, une séparation physique appropriée doit être assurée et il doit être démontré que toutes les exigences de sûreté des systèmes de protection sont respectées."

- /6/ "2.1. 6.2.2.2.4 Séparation physique

Pour la disposition et le dimensionnement des systèmes, il faut appliquer dans la mesure du possible le principe de la séparation physique dans le but d'une meilleure indépendance, en particulier par rapport à certains modes communs⁷⁸.

Ces principes sont les suivants :

- séparation par distance, implantation, orientation, etc.,
- séparation par des barrières,

ou une combinaison de ces aspects.

Le choix des moyens de séparation physique dépendra des événements à prendre en compte dans le dimensionnement, par exemple les effets des incendies, des explosions chimiques, des chutes d'avions, des projectiles, des inondations, de la température, de l'humidité, etc.

En France, l'article 3.1 de /9/ règle l'indépendance des différents niveaux du concept de défense en profondeur. L'indépendance des systèmes de sécurité n'est pas traitée de façon concrète, mais cet article 3.1 explique néanmoins de façon détaillée le concept de protection pour l'assurance de l'indépendance de ces systèmes⁷⁹.

La section A.2.2 de /5/ présente les mesures nécessaires pour l'assurance de l'indépendance des systèmes de sécurité. Il y est précisé que l'exigence s'applique

⁷⁸ Défaillance de mode commun = CCF (common cause failure)

⁷⁹ "une approche de conception prudente, intégrant les marges de conception et, le cas échéant, introduisant une redondance, une diversification et une séparation physique adéquates des éléments importants pour la protection qui remplissent les fonctions nécessaires à la démonstration de la sûreté nucléaire, pour obtenir un niveau élevé de fiabilité et garantir les fonctions mentionnées dans le paragraphe précédent" /9/9

également concrètement aux systèmes auxiliaires et d'alimentation⁸⁰.

La réglementation nucléaire finlandaise stipule des exigences similaires /87/ :

“437. Les ensembles de sûreté abritant des parties redondantes des systèmes de sécurité doivent être implantés dans des bâtiments différents ou logés dans des compartiments dédiés pour les séparer des autres ensembles de sûreté du même bâtiment, afin d'éviter la propagation des défaillances d'une partie redondante du système à une autre à la suite d'événements d'origine interne (p.ex. incendie, inondation ou effets dynamiques) ou d'événements d'origine externe. Les exigences détaillées concernant la séparation des ensembles de sûreté abritant des parties redondantes des systèmes de sûreté sont précisées dans le guide YVL B.7.

438. L'exigence de séparation des éléments redondants d'un système s'applique également à tous les systèmes auxiliaires des systèmes nécessaires à l'exécution d'une fonction de sécurité et à tous les systèmes I&C pilotant la fonction de sécurité, depuis le dispositif de mesure signalant la nécessité d'activation du système jusqu'à l'équipement assurant la fonction de sûreté.

439. Si les éléments redondants d'un système de sûreté sont interconnectés au niveau de la distribution de l'électricité ou des signaux de commande, l'avantage en termes de sécurité par rapport à une solution sans une telle interconnexion doit être démontré”.

La réglementation néerlandaise /88/ traite de façon exhaustive les exigences relatives à la fiabilité des systèmes de sûreté, notamment : "Au titre de 3.1 (3) et en complément de 3.1 (2), les principes suivants doivent être appliqués de façon rigoureuse pour assurer une fiabilité suffisante des systèmes de sûreté au niveau de défense 3a :

- a) la redondance (degré de redondance (n+2)) ;
- b) la diversité ;
- c) la séparation des sous-systèmes redondants, à moins qu'elle n'entre en conflit avec les avantages pour la sûreté ;
- d) la séparation physique des sous-systèmes redondants ;
- e) le comportement du système dans le sens de la sûreté en cas de dysfonctionnement d'un sous-système ou d'un composant de l'installation (application du principe de sûreté

⁸⁰ "Les fonctions support (énergie, commande, refroidissement, etc.) doivent également être indépendantes autant que possible." /5, A.2.2/

intrinsèque) ;

f) de préférence des systèmes de sûreté passifs par rapport aux systèmes de sûreté actifs;

g) les systèmes auxiliaires et d'alimentation des systèmes de sûreté doivent être conçus avec une fiabilité et une protection contre les impacts de manière à assurer la haute disponibilité requise pour les installations à alimenter ;

h) l'automatisation (dans l'analyse de la gestion des accidents, les installations à actionnement manuel ne doivent pas être prises en compte avant l'écoulement de 30 minutes).⁸¹

La réglementation belge /84/ contient également des exigences relatives à la protection des systèmes de sûreté contre les défaillances dues à une cause commune : " 17.2..... ". Les bâtiments qui abritent des équipements importants pour la sûreté nucléaire sont subdivisés en compartiments qui séparent les charges calorifiques par rapports aux équipements importants pour la sûreté nucléaire, et qui isolent effectivement les systèmes redondants l'un de l'autre.....

Synthèse de l'état de la science et de la technique - indépendance et absence d'interconnexions des installations de sûreté

- Les mesures visant à assurer l'indépendance comprennent, en particulier, la séparation physique, la diversification et la redondance.
- Dans le concept de la défense en profondeur, les équipements de sûreté doivent être efficaces indépendamment les uns des autres. Les dispositions et installations au niveau de défense 4 ne doivent pas être utilisées pour compenser les déficits au niveau de défense 3.
- Les systèmes de sûreté ou les éléments redondants d'un système de sûreté doivent être efficaces indépendamment les uns des autres. Les interconnexions entre ces systèmes ne sont autorisées que s'il est prouvé qu'ils présentent un avantage du point de vue de la sûreté.
- L'exigence d'indépendance s'applique également aux systèmes auxiliaires et d'alimentation des systèmes de sûreté. Les éventuels défauts des systèmes auxiliaires et d'alimentation ne doivent pas compromettre l'exécution des fonctions de sûreté par les systèmes de sûreté.

⁸¹ On trouve ces mêmes exigences également dans la réglementation nucléaire allemande /7, 3.1(3)/

4.3.2.4 Exigences en termes d'indépendance et d'absence d'interconnexions entre plusieurs tranches d'un même site (site with multiple units)

L'AIEA /2, Requirement 33/ stipule que l'efficacité des systèmes de sûreté du niveau de sûreté 3 doit être assurée sans recours à une autre tranche du même site⁸². Le secours entre tranches est à prévoir uniquement en tant que supplément⁸³.

Les systèmes auxiliaires et d'alimentation, dans la mesure où ils sont nécessaires au fonctionnement d'un système de sûreté, doivent être considérés comme faisant partie du système de sûreté en question⁸⁴.

WENRA /3/ exige également l'indépendance entre les tranches (cf. WENRA Ref.-Level E9.5). Un secours mutuel pourrait être rendu possible à la condition que cela ne soit pas préjudiciable à la sûreté⁸⁵.

Dans un rapport NEA/CNRA sur les questions relatives aux sites /53/, l'ASN renvoie aux évaluations dans les rapports de sûreté respectifs en ce qui concerne la distance entre les différentes tranches d'une centrale et l'utilisation de dispositifs communs :

- La réglementation n'exige pas de distance minimale entre deux réacteurs sur un même site. Néanmoins, l'impact des tranches voisines doit être pris en compte dans le rapport de sûreté.
- Dans le cas où le titulaire de l'autorisation nucléaire utilise un équipement commun à plusieurs tranches, il faut démontrer que cet équipement a une capacité et une disponibilité appropriées pour les différentes tranches en question." /53/

Des dispositions réglementaires sur la question de la sécurisation de l'autonomie d'une tranche nucléaire ne semblent pas exister en France.

La réglementation néerlandaise /88/ stipule à cet égard au paragraphe 3.1 (14) : "En cas

⁸² "Chaque tranche, dans le cas d'un site à plusieurs tranches, doit avoir ses propres systèmes de sûreté et ses propres réponses aux conditions hors dimensionnement." /2/

⁸³ "5.63. Pour renforcer encore la sûreté, les moyens permettant l'interconnexion entre les unités d'une centrale nucléaire à plusieurs tranches doivent être pris en considération au niveau de la conception". /2/

⁸⁴ "Les systèmes de sécurité comprennent le système de protection, les systèmes d'activation et les dispositifs support du système de sécurité." /69/

⁸⁵ "La possibilité qu'une unité puisse venir en secours d'une autre pourrait être envisagée sous réserve que cela ne dégrade pas la sûreté." /3/

de site à plusieurs tranches, chaque tranche doit posséder ses propres équipements importants pour la sûreté afin de gérer et d'atténuer les incidents d'exploitation et accidents pris en compte dans le dimensionnement ".

Synthèse de l'état de la science et de la technique - Indépendance et non-interconnexion dans le cas de plusieurs tranches sur un même site nucléaire

- L'efficacité des systèmes de sécurité doit être considérée exclusivement pour chaque tranche prise isolément. Cependant, il faut prévoir en supplément la possibilité pour une tranche de venir en secours d'une autre tranche.
- Les systèmes auxiliaires et d'alimentation, dans la mesure où ils sont nécessaires au fonctionnement d'un système de sûreté, sont soumis aux mêmes exigences que le système de sûreté.

4.3.2.5 Exigences relatives à l'automatisation des dispositifs de sûreté

L'AIEA /2, paragraphe 6.33(b)/ demande que les nécessaires actions de protection soient dans la mesure du possible activées de façon automatique ("..... doit automatiser les diverses actions de sécurité pour actionner les systèmes de sûreté de manière à ce que l'intervention de l'opérateur ne soit pas nécessaire avant une certaine période à partir du début d'un incident de fonctionnement ou des conditions accidentelles prises en compte."). Dans /41, note de bas de page 35/, il est indiqué une période de grâce de 30 minutes⁸⁶.

WENRA /3/ contient également des exigences concrètes pour l'automatisation des dispositifs de sûreté, à savoir que l'activation et la mise en service des dispositifs de sûreté nécessaires doivent se faire par principe de façon automatique pendant une période de 30 minutes⁸⁷ /3, WENRA Ref.-Level 3.9/.

EUR exige également le principe de 30 minutes de grâce /6, article 2.1.6.7.2/.

⁸⁶ "Dans le cas de nouvelles conceptions ou de modifications importantes, il est recommandé de concevoir la centrale de manière à ce que pendant les 30 premières minutes d'un accident de dimensionnement, les interventions de l'opérateur ne soient pas nécessaires pour maintenir les paramètres de la centrale dans les limites établies. /41/

⁸⁷ "Le personnel de la salle de commande doit disposer de suffisamment de temps pour comprendre la situation et prendre les mesures qui s'imposent. Les actions de l'opérateur requises par la conception dans les 30 minutes suivant l'événement initiateur doivent être justifiées et corroborées par des procédures claires et documentées qui font périodiquement l'objet d'exercices sur simulateur pleine échelle". /3/

En France, l'exigence d'activation automatique des dispositifs de sûreté se trouve dans /32/, mais sans spécification de durée. Cela est formulé ensuite dans /5, D2.1/ comme suit : "l'action manuelle à partir de la salle de commande principale est supposée intervenir au plus tôt 30 minutes après que la première information significative a été donnée à l'opérateur "⁸⁸ Une exigence similaire figure dans le guide français actuel /68, 3.3.1.1.4.5/.

L'exigence d'une période de grâce de 30 minutes se trouve également dans les règles néerlandaises⁸⁹ et allemandes /7/.

Synthèse de l'état de la science et de la technique – activation automatique des équipements de sûreté

- La mise en service des équipements de sûreté en cas d'accident doit par principe s'effectuer de façon automatique. Les interventions du personnel ne doivent être requises qu'au bout d'environ 30 minutes.
- Dans les analyses d'accidents, il ne faut pas prendre en compte l'activation manuelle d'actions de protection avant 30 minutes.

4.3.3 Exigences de sûreté en ce qui concerne le niveau de défense 4

L'AIEA /2, 5.1d/ exige de considérer dans le cadre du concept de sûreté des centrales nucléaires également les situations hors dimensionnement qui n'avaient pas été prises en compte à la conception initiale. Dans le concept de défense en profondeur, ces situations hors dimensionnement sont assignées au niveau de défense 4.

Dans la directive européenne sur la sûreté /4/, la mise en place de ce 4ème niveau de sûreté est traitée de manière exhaustive⁹⁰ et prescrite pour les centrales nucléaires /4,

⁸⁸ Cf. également /36/, page 27

⁸⁹Accidents hypothétiques qui ne sont pas pris en compte initialement comme accidents de dimensionnement, mais qui sont pris en considération dans le processus de conception « best estimate » (meilleure estimation) au titre duquel les matières radioactives sont retenues dans des limites acceptables. Les conditions hors dimensionnement comprennent les accidents sans dégradation significative du combustible nucléaire et les accidents avec fusion du cœur." /2/.

⁹⁰„(21) En vue de la prévention des accidents et de l'atténuation de leurs conséquences, il faudrait prescrire des dispositions plus spécifiques pour la gestion des accidents et les mesures d'urgence internes. Celles-ci

8b(1)c)/.

WENRA /28/ classe actuellement les états hors dimensionnement de la manière suivante :

- DEC A : Situations dans lesquelles les dégradations graves des assemblages combustibles dans le cœur ou dans la piscine de désactivation peuvent encore être évitées grâce aux dispositions et installations de gestion préventive des accidents (" préventive AM ").
- DEC B : Conditions caractérisées par des dégradations graves des assemblages combustibles, jusqu'à et y compris l'atteinte d'une situation de fusion du combustible nucléaire, pour lesquelles il faut prendre à l'intérieur de la centrale nucléaire des mesures d'urgence ("mitigative AM") pour limiter les impacts radiologiques.

Pour la maîtrise des conditions DEC A et pour la limitation des conséquences de DEC B dans le cadre de la gestion préventive des accidents et en vue de la réduction de leurs impacts, il faut que la centrale nucléaire dispose de mesures d'urgence internes de gestion des accidents (voir également la figure 10). En conformité avec les informations de la figure 10, il est judicieux, pour la présentation du concept de défense en profondeur du point de vue du contenu, d'affecter les états DEC A à un niveau de défense 4a (défaillance multiple d'équipements de sécurité - " PMF postulated multiple failure ") et les états DEC B à un autre niveau de défense, à savoir le niveau de défense 4b (phénomènes de fusion du cœur - "severe accident scenarios ").

devraient être conformes aux dispositions pertinentes de la directive 2013/59/Euratom /29/, sans porter atteinte à ces dernières. Pour les accidents, y compris les accidents graves, qui peuvent survenir dans tous les modes de fonctionnement, y compris le fonctionnement à pleine charge, l'état d'arrêt et les états transitoires, le titulaire de l'autorisation nucléaire devrait établir des procédures, définir des lignes directrices et prendre des dispositions pour assurer la cohérence et la continuité entre ces procédures et dispositions et leur application, leur réexamen et leur mise à jour. Ces dispositions devraient également être dotées de suffisamment de personnel, d'équipements et d'autres ressources nécessaires. Par ailleurs, il faudrait prévoir une structure organisationnelle avec une répartition claire des responsabilités et une coordination des organes compétents. /4/

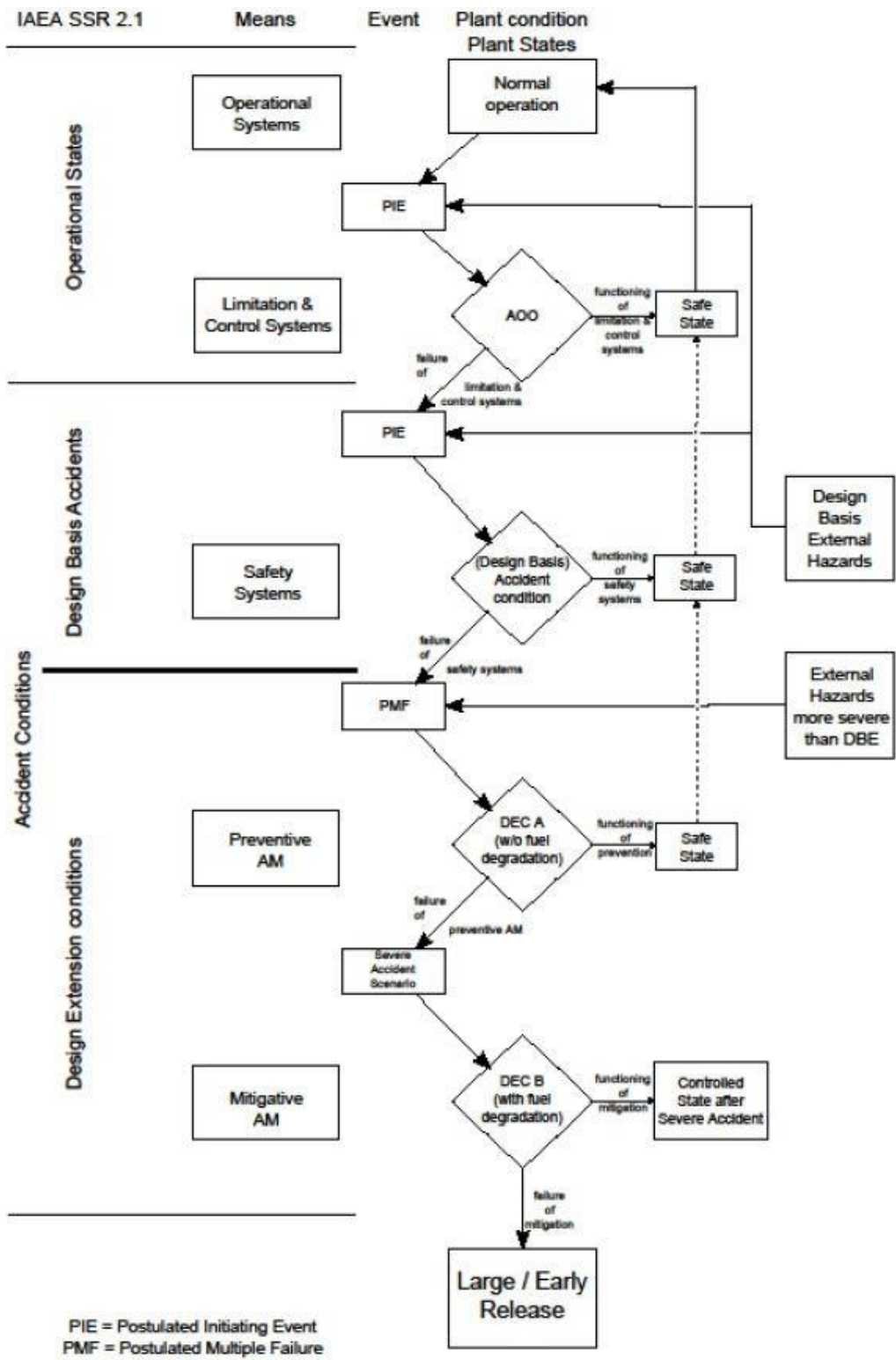


Figure 10 : Récapitulation des états du réacteur et des accidents dans le concept de la défense en profondeur /28/

S'agissant de la conception des mesures et des installations du niveau de défense 4 (4a et 4b), les exigences de sûreté à appliquer sont moins sévères que celles du niveau de défense 3 pour la maîtrise des accidents de dimensionnement. Selon /2, 5.29/ et les explications relatives à WENRA Ref.-Level F1.1 /28/⁹¹, les mesures et les équipements doivent être indépendants de ceux du niveau de défense 3. Ils doivent être fiables et efficaces dans les conditions d'une situation hors dimensionnement. L'efficacité doit être conçue de telle manière que l'objectif de sécurité de base défini ci-dessus puisse être assuré. Une approche comparable à celle de WENRA pour la gestion des situations hors dimensionnement des centrales nucléaires et pour la réduction de leurs impacts est décrite dans EUR /6, 2.1.4/.

Le décret français n° 2007-534 du 10 avril 2007 /32/ prescrit pour l'EPR que l'installation doit être conçue contre les accidents avec fusion du cœur et des assemblages combustibles de la piscine de désactivation /32, II-2/. En outre, il est précisé que le refroidissement du cœur du réacteur, en cas de défaillance multiple des dispositifs de sûreté, doit être assuré par un équipement de refroidissement ultime approprié /32, III-2.1.3/. L'Arrêté français /9/ fixe également l'objectif fondamental de sûreté⁹² qui doit être obtenu par la conception et démontré en exploitation⁹³ /9,3.9/. La preuve à fournir doit intégrer l'ensemble des niveaux du concept de défense en profondeur /9, article 3.1/.

En France, d'autres prescriptions concrètes concernent l'interprétation du 4^e niveau de sûreté du concept de défense en profondeur des centrales nucléaires. Le chapitre E.1 des guides techniques /5/ précise les exigences relatives à la maîtrise de l'état de l'installation en cas de défaillance multiple des équipements de sûreté (« Multiple failures conditions »)

⁹¹ " Il existe un certain nombre de différences évidentes et fondamentales en ce qui concerne le traitement des DBA et des DEC, par exemple :

- Méthodologie d'analyse : conservative ou meilleure estimation plus incertitudes pour DBA, meilleure estimation (avec ou sans incertitudes) acceptable, voire (dans certains cas) préférable (voir guide RL F3.1) pour DEC ; postulats supplémentaires p.ex. défaut unique pour DBA, aucun postulat supplémentaire systématique pour DEC.

- Critères d'acceptation techniques : Généralement moins restrictifs et fondés sur des hypothèses plus réalistes pour DEC.

- Rejets radioactifs tolérés : En général on tolère des conséquences plus importantes (s'il est démontré que les rejets sont limités dans la mesure de ce qui est raisonnablement possible) pour DEC." /28/

⁹² Cf. les explications concernant l'objectif de sécurité fondamental au chapitre 1 du présent rapport.

⁹³ Article 3.9 : La démonstration de la sûreté nucléaire doit prouver que les accidents, qui pourraient conduire à un rejet important de substances dangereuses ou à des impacts dangereux hors site avec une cinétique trop rapide pour permettre le déploiement rapide des mesures nécessaires pour la protection de la population, sont physiquement impossibles ou, si l'impossibilité physique ne peut être démontrée, que les mesures prises au niveau de l'installation rendent ces accidents extrêmement improbables avec un niveau de confiance élevé.

et le chapitre E.2 décrit les dispositions et installations⁹⁴ qui doivent être disponibles en cas d'accident de fusion du cœur (protection contre les accidents avec fusion du cœur)⁹⁵. Les exigences essentielles relatives au niveau de défense 4a sont énumérées au point 2.3.1, et pour le niveau de défense 4b elles sont énumérées au point 2.3.2 de /5/.

Selon les règles et réglementations nucléaires applicables en Finlande /87/, aux Pays-Bas /88/, en Allemagne /7/ et en Belgique /84/ pour les centrales nucléaires existantes, il faut, au-delà de la conception du niveau de défense 3 pour la maîtrise des accidents de dimensionnement, analyser et prendre en compte également les situations qui n'ont pas fait l'objet du dimensionnement d'origine et prendre des mesures de protection contre leurs effets en tant que partie intégrante du concept de sûreté. Il s'agit de situations hors dimensionnement qui, comme dans /5/, sont affectées au niveau de sûreté 4a, à savoir les situations avec défaillance multiple des équipements de sûreté ou au niveau de sûreté 4b, à savoir les scénarios avec fusion du cœur.

Sur la base des leçons tirées de l'accident du réacteur de Fukushima et des analyses de sûreté effectuées par la suite, la modernisation des centrales nucléaires existantes a été encouragée en France, notamment en ce qui concerne le renforcement du niveau de défense 4. A cet effet, l'autorité de sûreté française a publié un cahier des charges pour la mise en œuvre d'un "noyau dur"⁹⁶ /30/. Les missions du "noyau dur" et les exigences relatives à ce "noyau dur" ont été décrites dans /34/ et expliquées par l'ASN en répondant aux questions adressées à la partie française dans le cadre de la Convention /35/ sur la sûreté nucléaire. Les dispositions et équipements du noyau dur doivent être affectés au niveau de sûreté 4a, alors qu'en cas d'inefficacité du noyau dur l'intervention de la FARN⁹⁷ est requise. En cas de nécessaires opérations de remise en état du noyau dur, les dispositions et équipements de la FARN doivent pouvoir reprendre en secours les fonctions de ce noyau dur⁹⁸ /35/. La FARN doit ensuite contribuer à l'atténuation des effets d'une fusion du cœur. Font partie du noyau dur et de la FARN les „GIAG“⁹⁹ ainsi que les procédures „H“ et „U“ déjà implémentées dans les centrales nucléaires françaises /44/. La

⁹⁴ Les dispositions et équipements qui doivent être disponibles dans le cas d'un scénario avec fusion du cœur sont, entre autres : Dépressurisation (éventage) côté primaire, recombineurs d'hydrogène catalytiques passifs, injection d'eau dans le circuit primaire, gestion des situations extrêmes.

⁹⁵ Cf. les indications dans /18, 18.3.2.1/

⁹⁶ Noyau dur des procédures et matériels de sûreté pour assurer les fonctions de sûreté fondamentales dans les situations extrêmes. /34/

⁹⁷ FARN – Force d'action rapide nucléaire

⁹⁸ Il n'y a pas d'exigence de redondance pour les composants du noyau dur, mais il doit être possible d'exécuter leur fonction par d'autres moyens (fournis par la FARN après 24 heures) si une maintenance est nécessaire pendant le fonctionnement du noyau dur.

⁹⁹ Guide d'intervention en cas d'accident grave

figure 11 donne un aperçu de la prise en charge par le noyau dur et la FARN.

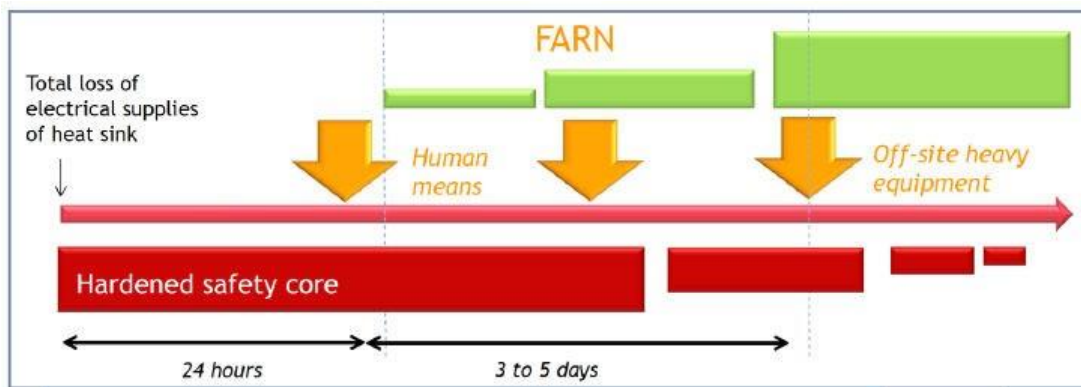


Figure 11 : Conjonction de l'action du noyau dur et de la FARN /34/

Les règles et réglementations nucléaires finlandaises exigent une approche systémique pour traiter les situations au-delà de la conception initiale de la centrale. Il est exigé que les différents niveaux de sûreté du concept de défense en profondeur soient efficaces de manière indépendante (article 425). Les systèmes du 4^e niveau de défense fonctionnent sans recours aux niveaux inférieurs. De plus, les systèmes du 4^e niveau de sûreté doivent être efficaces dans des situations hors dimensionnement (Article 431) :

“425. Conformément à la section 12 du décret gouvernemental 717/2013, les niveaux de défense requis dans le cadre du concept de défense en profondeur doivent être aussi indépendants les uns des autres qu'il est raisonnablement possible de le faire. La perte d'un seul niveau de défense ne doit pas compromettre le fonctionnement des autres niveaux de défense.

431. Les systèmes destinés à la gestion des accidents graves (niveau 4 du concept de défense en profondeur) doivent être fonctionnellement et physiquement séparés des systèmes destinés à la gestion du fonctionnement normal et perturbé, ainsi qu'à la gestion des accidents postulés et des conditions étendues (niveaux 1, 2, 3a et 3b). Les systèmes de niveau 4 de la défense en profondeur qui sont destinés à la gestion des accidents graves peuvent évidemment être utilisés également pour prévenir une dégradation grave du cœur dans les situations hors dimensionnement, à condition que cela n'affecte pas la capacité des systèmes à remplir leur fonction principale au cas où les conditions évolueraient vers un accident grave.”.

La réglementation nucléaire néerlandaise /88, article 2.1(1)/ impose également l'existence

d'un 4^e niveau de sûreté dans le but d'atteindre les objectifs de sûreté indiqués à l'article 2.1(3b). A l'instar de la réglementation finlandaise, le concept de défense en profondeur doit être composé de niveaux de sûreté totalement indépendants (Article 2.1(6)) :

"2.1 (1) Le confinement des matières radioactives de la centrale nucléaire ainsi que la protection par rapport au rayonnement émis par ces matières doivent être assurés. Pour atteindre cet objectif, il faut mettre en œuvre un concept de sûreté dont les caractéristiques, les équipements et les procédures sont affectés à différents niveaux de défense caractérisés par les états suivants :

- Niveau 1 de défense en profondeur : fonctionnement normal
- Niveau 2 de défense en profondeur : anomalies et dysfonctionnements opérationnels anticipés
- Niveau 3 de défense en profondeur :
 - Niveau 3a de défense en profondeur : événements initiateurs uniques postulés
 - Niveau 3b de défense en profondeur : événements de défaillances multiples postulés
- Niveau 4 de défense en profondeur : accidents postulés avec fusion du cœur.

2.1 (3b) Pour le niveau 4 de la défense en profondeur il faut prévoir des dispositifs de sûreté complémentaires : a) pour pratiquement éliminer les situations susceptibles de provoquer des rejets précoces ou importants de matières radioactives ; b) pour gérer les accidents avec fusion du cœur ; c) pour atteindre un état stable et durable.

2.1 (6) L'indépendance entre les niveaux de la défense en profondeur doit être réalisée autant que faire se peut, en veillant particulièrement aux niveaux 3 et 4 en raison de la gravité des conséquences globales en cas de défaillance simultanée de ces deux niveaux

Les règles en vigueur en Allemagne comportent également des exigences à cet égard /7, 2.1(1)/.

Des exigences concernant la gestion des situations hors dimensionnement se trouvent également dans la réglementation nucléaire belge /84, article 21/ :

« Art. 21. Extension de la conception des réacteurs

21.1 - Objectif

L'analyse de l'extension de la conception doit examiner la performance de la centrale en situations accidentelles non prises en compte lors de la conception (hors dimensionnement), y compris une sélection d'accidents graves. Ces événements sont analysés dans le but de minimiser, autant que raisonnablement faisable, les relâchements radioactifs dommageables pour le public et l'environnement, même pour les événements ayant une très faible probabilité d'occurrence.

Les notions suivantes sont utilisées :

- Accident de dimensionnement (Design Basis Accident) : circonstances accidentelles considérées lors de la conception de la centrale nucléaire, lors des- quelles les dégâts occasionnés au combustible et le relâchement de matières radioactives ne dépassent pas les limites autorisées.
- Accident hors dimensionnement ou hors conception (Beyond Design Basis Accident) : circonstances accidentelles plus sévères que celles des accidents de dimensionnement.
- Accident grave (Severe Accident) : circonstances accidentelles hors dimensionnement avec endommagement du cœur du réacteur.

21.2 - Sélection et analyse d'accidents hors dimensionnement

Il faut identifier et revoir périodiquement, autant sur base de méthodes probabilistes et déterministes que sur la base de jugements techniques, les séquences accidentelles hors dimensionnement afin de déterminer celles pour lesquelles des mesures de prévention ou d'atténuation raisonnablement applicables peuvent être identifiées et mises en œuvre.

La liste des accidents hors dimensionnement à considérer est approuvée par l'autorité de sûreté.

L'analyse des séquences accidentelles hors dimensionnement peut se fonder sur des hypothèses réalistes et sur la base de critères d'acceptation modifiés (moins conservatifs que les critères utilisés pour les accidents de dimensionnement)... »

4.3.3.1 Niveau de sûreté 4a (défaillance multiple d'équipements de sûreté)

Selon /2, 5.29/, les dispositions et installations doivent être aussi indépendantes que raisonnablement applicable („Shall be independent, to the extent practicable, of those used in more frequent accidents“ /2/) de ceux du niveau de défense 3. Elles doivent être fiables et efficaces dans les conditions d'une situation hors dimensionnement. Le concept de défaut unique n'est pas appliqué en ce qui concerne le niveau de défense 4a. De même, il faut utiliser des hypothèses réalistes au lieu d'hypothèses conservatives. Les effets falaise doivent être exclus¹⁰⁰.

Une liste des conditions de l'installation à analyser au niveau de défense 4a (DEC A) est donnée à titre d'exemple dans les guides techniques /5/. L'applicabilité de cette compilation aux centrales nucléaires équipées de réacteurs de 900 MW en France, dont il est question ici, doit être examinée sous les aspects spécifiques de chaque centrale. La procédure à suivre pour déterminer le DEC A spécifique à prendre en considération pour une installation donnée est expliquée dans /28/.

Les mesures et les équipements destinés à la maîtrise des états DEC A doivent être efficaces également en cas d'agressions d'origine externe, dans la mesure où celles-ci sont susceptibles de conduire à ces états¹⁰¹.

Les exigences de conception du noyau dur sont énumérées dans le document /35/.¹⁰²

¹⁰⁰ "5.73. L'analyse de sûreté doit fournir l'assurance que les incertitudes ont été suffisamment prises en compte dans la conception de la centrale et, en particulier, que des marges adéquates existent pour éviter les effets falaise et les rejets radioactifs précoces ou importants". /2/

¹⁰¹Cf. /2/, 5.29(b) et 5.32

¹⁰² "Les exigences de conception du noyau dur sont détaillées dans :

Les composants du noyau dur sont considérés comme importants pour la sécurité et sont classifiés "IPS-NC", ce qui correspond au troisième niveau du système international de classification de sûreté (Guide AIEA référencé DS367). Le noyau dur doit être :

- composé d'un nombre limité de Systèmes, Structures et Composants (fiabilité),
- protégé contre les situations extrêmes : séismes, inondations et tornades, explosions, foudre, conditions climatiques extrêmes, vent, neige, averses, tempêtes de grêle, débris projetés par un vent violent...
- protégés contre les effets qui pourraient être induits par ces risques,
- opérationnel même si tous les autres composants sont hors service (p. ex. source électrique dédiée et contrôle-commande I&C),
- opérationnel sans avoir recours à des moyens extérieurs humains ou matériels pendant 24 heures après l'occurrence de l'événement jusqu'à la mise en place de la FARN.

Tous les SSC du noyau dur ont un séisme d'arrêt d'urgence spécifique appelé SND (séisme du noyau dur). Le SND est 1,5 fois plus élevé que l'ESS des autres systèmes de sûreté de la centrale. A noter que le SND est défini au regard de l'ESS en fonction de la sismologie spécifique du site. Le facteur 1,5 est l'ordre de

Avec l'affectation du noyau dur au système dit "IPS-NC"¹⁰³, ce système a été classé en France comme système important pour la sûreté /57/.

4.3.3.2 Niveau de défense 4b (phénomènes de fusion du cœur)

Dans le cas d'un recours au niveau de sûreté 4b, l'objectif premier est de préserver la fonction de retenue de l'enceinte de confinement. En conséquence, il faut s'assurer qu'une défaillance de l'enceinte de confinement dans les conditions d'une fusion du cœur ne puisse se produire que dans une plage de basse pression. En outre, il faut veiller à ce que les processus de combustion de l'hydrogène dans l'enceinte de confinement soient empêchés ou que l'intégrité de l'enceinte de confinement ne soit pas compromise.

Pour les mesures d'urgence internes, au niveau de défense 4b, en vue de l'atténuation des situations extrêmes, tous les phénomènes d'accident susceptibles de provoquer une dégradation grave des assemblages combustibles doivent être pris en compte. En particulier, les phénomènes qui mettent en danger l'intégrité de l'enceinte de confinement et qui offrent des voies pour un éventuel rejet dans l'environnement doivent être pris en compte.

D'autres explications concernant les phénomènes de fusion du cœur et les mesures à prendre, y compris celles relatives à l'utilisation de SAMG (GIAG) pour minimiser les effets d'un accident de fusion du cœur, sont énumérées, entre autres, dans /5/.

Synthèse de l'état de la science et de la technique - Niveau de défense 4

- Le niveau de défense 4 (domaine hors dimensionnement) est considéré comme faisant partie intégrante du concept de sûreté des centrales nucléaires.
- Le niveau de défense 4 comprend
 - au niveau de défense 4a, les mesures et les équipements pour la gestion des accidents non maîtrisés au niveau de défense 3 (conditions de la centrale dues

grandeur des marges entre le séisme maximal historiquement vraisemblable (SMHV) et l'ESS." /35/.

¹⁰³"D'un autre côté, l'introduction de la catégorie IPS-NC (pertinente pour la sûreté, non classifiée) est en revanche associée à des exigences moins rigoureuses, notamment en ce qui concerne les conditions de fonctionnement, les essais périodiques et la maintenance des équipements déjà construits. Ces équipements sont notamment ceux qui sont nécessaires en cas d'agression d'origine interne ou externe (incendie, inondation, explosion, etc.) lors d'un arrêt de tranche. Sont également inclus les équipements qui sont utiles mais non indispensables pour la gestion du réacteur après l'accident." /56/.

à des défaillances multiples des équipements de sûreté) et pour prévenir des conditions relevant du niveau de défense 4b. Les objectifs de protection fondamentaux doivent être respectés.

- au niveau de défense 4b, les mesures et les équipements nécessaires pour l'atténuation des impacts des accidents de fusion du cœur. En particulier, la fonction de barrière de l'enceinte de confinement doit être préservée dans les conditions d'un accident avec fusion du cœur.
- Les mesures et les équipements au niveau de défense 4 doivent être aussi indépendants que possible ("Dans la mesure du raisonnablement praticable, ils doivent être indépendants de ceux qui sont utilisés pour les accidents plus fréquents" /2/) de ceux du niveau de défense 3. Elles doivent être fiables et efficaces dans les conditions d'une situation hors dimensionnement. Le critère de défaut unique ne s'applique pas au niveau de sûreté 4. De même, il faut utiliser des hypothèses réalistes au lieu d'hypothèses conservatives. Enfin, les mesures et dispositifs du niveau de sûreté 4a doivent être conçus de manière à exclure tout effet falaise.

5 Mise en œuvre des exigences de sûreté en vigueur dans les centrales nucléaires françaises équipées de réacteurs de 900 MWe, suivant le concept de réexamen périodique de sûreté appliqué en France

L'approbation de la prolongation de la durée de vie d'une centrale nucléaire dépend essentiellement de l'évaluation de son niveau de sûreté au regard de son état de vieillissement actuel, du pronostic de vieillissement sur la durée de prolongation envisagée ainsi que des conditions de sûreté qu'il convient d'atteindre et de respecter pendant la période envisagée. Les structures, systèmes et composants (SSC) doivent notamment subir une évaluation approfondie afin de s'assurer qu'ils remplissent leurs fonctions de sûreté à tous les niveaux du concept de défense en profondeur. Il est par ailleurs essentiel de renforcer le niveau de sûreté à l'aune des exigences devant être respectées dans les centrales en construction.

En France, les autorisations d'exploitation ne prévoient pas de limite de durée de vie pour les centrales nucléaires. Ce sont les autorités compétentes qui décident de la poursuite du fonctionnement d'une centrale pour une durée de 10 ans supplémentaires, en se fondant sur les résultats de la visite décennale. Les résultats de ce réexamen doivent permettre de vérifier si :

- l'exploitation de la centrale est conforme aux conditions de la licence et si
- la centrale poursuit activement des programmes d'amélioration graduelle du niveau de sûreté en tenant compte des normes de sûreté récentes et des recommandations internationales. Toutes les améliorations réalisables de manière raisonnable en la matière doivent être entreprises.

Les réexamens périodiques ne servent pas uniquement à confirmer un niveau de sûreté ; ils permettent également de vérifier les mesures prises pour renforcer le niveau de sûreté.

Dans les pays où les licences d'exploitation limitent la durée de fonctionnement des centrales nucléaires, les décisions d'exploitation à long terme interviennent à l'issue de la durée de vie prévue par la licence, soit en général au bout de 40 ans.

Dans une proposition du Land de Bade-Wurtemberg au Bundesrat « Résolution du

Bundesrat concernant la réduction des risques pour la population en Allemagne émanant des centrales nucléaires proches de la frontière » du 12/10/2018, il est en revanche établi que « le risque que représente une centrale nucléaire autorisée peut être supporté pendant environ trois décennies au maximum ». [...] « Les centrales plus anciennes représentent un risque plus élevé en raison de leur conception obsolète et du vieillissement de leurs composants. »¹⁰⁴

La stratégie française en matière d'exploitation à long terme est présentée au chapitre 4.1 de cette étude. Pour rappel, citons toutefois un rapport de l'ASN datant de 2016 à ce propos (37) : « EDF souhaite étendre la durée de fonctionnement du parc de ses réacteurs actuellement en service significativement au-delà de quarante ans, durée prise en compte lors de leur conception initiale. Dans l'avenir, ce parc coexisterait avec des réacteurs nouveaux, de type EPR ou équivalent, répondant à des exigences de sûreté significativement renforcées. La poursuite du fonctionnement des réacteurs actuels au-delà de quarante ans doit donc être examinée en tenant compte de l'existence d'une technologie plus sûre. Deux objectifs s'imposent dès lors. L'exploitant doit en premier lieu justifier la conformité des réacteurs avec la réglementation applicable, notamment en analysant et en traitant les problèmes de vieillissement et d'obsolescence des équipements. Il doit par ailleurs améliorer leur niveau de sûreté au regard des exigences applicables aux réacteurs nouveaux. »

Par conséquent, un accord pour une autorisation d'exploitation sur le long terme doit impliquer un renforcement significatif et vérifiable du niveau de sûreté, en vue d'égaliser celui des nouvelles centrales.

L'obligation de renforcer la sûreté dans les centrales dont la durée de fonctionnement est prolongée à chaque visite décennale est motivée par l'amélioration graduelle de la sûreté, notamment en vue d'égaliser les nouvelles centrales en la matière. Conformément aux dispositions françaises (voir chapitre 4.1), il convient donc d'exiger que, dans le cas d'une exploitation à long terme, les centrales nucléaires équipées de réacteurs de 900 MWe fassent état d'un niveau de sûreté correspondant à celui d'une nouvelle centrale après le 4^e cycle d'examen périodique de sûreté, soit après 40 ans d'exploitation. Dans le même temps, preuve doit être faite que la sûreté reste conforme aux normes en vigueur et en constante évolution, pendant toute la durée de la prolongation prévue. La démonstration de la sûreté des composants et systèmes non

¹⁰⁴ https://www.bundesrat.de/SharedDocs/drucksachen/2018/0501-0600/512-18.pdf?__blob=publicationFile&v=1

remplaçables au regard de leur vieillissement pour la durée de la prolongation de l'exploitation de la centrale est particulièrement cruciale.

La mise en évidence de la sûreté ne doit pas pour autant faire passer sous silence les réserves pour carence de conception.

Au vu des exigences actuellement en vigueur en matière de sûreté, des mises à niveau ou des renforcements de la sûreté dans les centrales dotées de réacteurs de 900 MWe sont essentiels dans les domaines clés suivants :

- Respect rigoureux du concept de défense en profondeur, en particulier le développement complet du niveau de sûreté 4, et garantie de l'indépendance de chaque niveau de sûreté.

Étude de faisabilité relative à cette exigence :

Dans les centrales nucléaires équipées de réacteurs de 900 MWe, les dispositifs propres au niveau de sûreté 1 sont également sollicités pour le niveau 3 (par ex. au niveau du circuit primaire, les pompes de charge assurent des fonctions dans le système de contrôle chimique et volumétrique, et au niveau du circuit secondaire les pompes d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur sont également sollicitées par le système de recirculation de l'installation). Or, il est indispensable de séparer ces fonctions.

Faisabilité :

La séparation des fonctions dans les systèmes qui remplissent actuellement des rôles à différents niveaux de sûreté, afin de garantir l'indépendance de chaque niveau de sûreté de la défense en profondeur, serait possible tant sur le plan technique que technologique.

Dans le domaine du niveau de sûreté 4, on constate des carences considérables au niveau de l'épaisseur des fondations, qui s'avèrent bien plus fines que celles des nouvelles structures. En cas de fusion du cœur, l'intégrité de l'enceinte de confinement peut ne pas être garantie de manière idoine. ¹⁰⁵

¹⁰⁵ Voir plus loin d'autres remarques sur le niveau de sûreté 4.

Faisabilité :

Une mise à niveau des fondations du réacteur est impossible d'un point de vue pratique. Le dispositif de récupération du corium (« core-catcher ») mis en place à Fessenheim n'a pas encore été éprouvé techniquement.

- Garantie de l'indépendance de chaque circuit de sauvegarde via la séparation stricte des composants électriques et mécaniques correspondants.

Étude de faisabilité relative à cette exigence :

Tous les circuits du système d'alimentation de secours secondaire, d'une importance centrale, ont recours à un réservoir de stockage unique (ASG) ; ils sont donc interconnectés à travers leurs composants passifs (notamment par l'utilisation de tuyauteries communes).

De même, les systèmes de refroidissement de secours, d'injection d'eau borée dans le circuit primaire et de refroidissement de la piscine de stockage utilisent un réservoir de stockage unique ; ces systèmes sont eux aussi interconnectés par leurs composants passifs (notamment l'utilisation de tuyauteries communes).

Ces systèmes ne sont donc pas totalement indépendants, de même que leurs systèmes redondants respectifs. Ainsi, au cas où des événements internes, tels qu'un incendie, ou encore des événements externes venaient à entraîner une défaillance dans ces domaines, certaines fonctions de sûreté essentielles deviendraient entièrement inopérantes. En conséquence, au regard des failles détectées, il paraît opportun de se poser la question de la fiabilité du dispositif de maîtrise des événements relevant du niveau de sûreté 3.

Faisabilité :

La séparation stricte des différents circuits de sûreté est donc indispensable et serait possible tant sur le plan technique que technologique.

- Application systématique du critère de défaut unique pour tous les systèmes de sûreté, si nécessaire également en cas d'opérations de maintenance (degré n+2). Les systèmes de sûreté sont en général composés de deux voies (degré de redondance n+1). Cela concerne entre autres les installations de

- refroidissement primaire,
- refroidissement de secours en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire,
- refroidissement de l'enceinte de confinement en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire,
- refroidissement de la piscine de stockage.

Quant aux dispositifs servant à l'alimentation électrique de secours, force est de constater qu'il s'agit d'un système de redondance unique (n+1).¹⁰⁶

Étude de faisabilité relative à cette exigence :

Pour respecter les nouvelles normes, il conviendrait au minimum de redimensionner tous les systèmes techniques essentiels à la sûreté au niveau de redondance n+2, c'est-à-dire d'appliquer le concept de défaut unique même en cas de maintenance.

Faisabilité :

Une mise à niveau ayant pour objectif d'augmenter la redondance des systèmes de sûreté est considérée comme irréalisable du point de vue de la proportionnalité, notamment en l'absence des conditions préalables et nécessaires en termes de construction à l'ajout d'installations supplémentaires.

- Renforcement des capacités de résistance des systèmes de sûreté contre les agressions externes (séisme, inondation, chute d'avion) et internes (incendie, inondation) dépassant le cadre des systèmes redondants. En la matière, il convient de tenir compte des évolutions au niveau des sites et des conditions météorologiques pour l'ensemble de la période de prolongation prévue.

Étude de faisabilité relative à cette exigence :

Séisme

¹⁰⁶ Le faible degré de redondance de l'alimentation électrique de secours peut être compensé pour certaines fonctions techniques de sécurité indispensables via les installations alimentées par la vapeur vive et indépendantes de l'alimentation de secours (turbopompes alimentaires secondaires) ; de même, une alimentation électrique de secours supplémentaire peut être compensée par un turbo-alternateur de secours (LLS) actionné par de la vapeur, si tant est que la pression de vapeur vive soit suffisante pour entraîner les systèmes.

Pour ce qui est des agressions externes, dans l'état actuel des connaissances scientifiques et techniques relatives à la conception des centrales, on peut tabler sur des événements de référence qui, compte tenu des incertitudes, présentent une probabilité de dépassement inférieure à 10^{-4} par an. Certains pays comme la Finlande (86), les Pays-Bas (88) et l'Allemagne (17), appliquent même des probabilités de dépassement de 10^{-5} par an pour déterminer les événements de référence (en l'occurrence des séismes), afin de prendre en compte les incertitudes. En matière d'agressions externes, la conception des centrales nucléaires françaises équipées de réacteurs de 900 MWe s'appuie sur les exigences du corpus législatif conventionnel. Étant donné que ce corpus conventionnel exige un niveau de sûreté nettement inférieur à celui imposé pour les centrales nucléaires, il est peu probable qu'une mise à niveau permette d'atteindre une conception respectant un degré d'exposition aux risques tel qu'exigé aujourd'hui en France comme à l'international, soit atteignant une probabilité de dépassement de 10^{-4} par an en tenant compte des incertitudes. Jusqu'à présent, en matière de conception sismique (niveau de sûreté 3) pour toutes les centrales nucléaires françaises, seul un événement de référence est défini sur la base d'hypothèses déterministes. Or, en 2012 déjà, dans le cadre de la révision européenne par les pairs, il avait été recommandé aux autorités françaises de contrôle d'intégrer également des analyses probabilistes dans les futures révisions des conceptions sismiques pour les réacteurs existants. La probabilité de dépassement du séisme maximal historiquement vraisemblable (SMHV), défini de manière déterministe, est de l'ordre de 10^{-3} par an ; pour le séisme de référence (séisme majoré de sécurité, SMS), l'intensité est plus élevée que pour le SMHV. D'après l'ASN, une augmentation de l'intensité d'un degré d'intensité sur l'échelle MSK correspond environ à un doublement du paramètre d'accélération (voir 72).

Au regard de la maîtrise du SMS prévue à la conception (niveau de sûreté 3), différents manquements ont été recensés dans les centrales dotées de réacteurs de 900 MWe. Ces derniers portent sur :

- certains composants du groupe électrogène de secours à moteur diesel,
- certaines parties du circuit de refroidissement intermédiaire des auxiliaires nucléaires,
- les équipements du dispositif de lutte contre l'incendie (également en cas de maîtrise défaillante des incendies dus à un séisme).

Le fait qu'un événement prévu lors du dimensionnement (niveau de sûreté 3) ne soit, en l'état actuel de l'installation, pas maîtrisé, conduit directement à un accident hors

dimensionnement avec une défaillance multiple des dispositifs de sûreté. Cette lacune augmente significativement la probabilité d'accidents graves.

En outre, il ne faut pas perdre de vue le fait que les installations d'éventage avec filtration, prévues par le niveau de sûreté 4b pour atténuer les conséquences d'un accident grave, ne sont même pas conçues pour résister à un séisme de référence, et doivent par conséquent être considérées comme inexistantes.

Par ailleurs, lors de la mise en évidence de la robustesse des SSC, des réserves ont été émises par l'exploitant afin de couvrir les incertitudes existantes dans le cadre de la conception. Un tel procédé est contraire aux conditions indispensables à une démonstration déterministe.

Faisabilité :

On peut partir du principe que le critère de probabilité de dépassement de 10^{-4} par an au moins, exigé aujourd'hui en France comme à l'international pour les séismes en tenant compte de toutes les incertitudes, n'est pas respecté par les centrales nucléaires équipées de réacteurs de 900 MWe.

Lors de la mise en évidence de la robustesse des SSC, des réserves ont été émises par l'exploitant afin de couvrir les incertitudes existantes dans le cadre de la conception. Un tel procédé est contraire aux conditions indispensables à une démonstration déterministe.

On peut donc également présumer que les SSC relatifs à la sûreté ne sont pas en mesure de résister aux séismes dépassant le référentiel de dimensionnement. Une mise à niveau complète visant à protéger les installations des dégâts causés par les séismes, telle que leur conception l'exige aujourd'hui en tenant compte par ailleurs des dégâts causés par des aléas hors dimensionnement, semble irréalisable sur le plan pratique.

Inondation d'origine externe

Les exigences relatives à la conception des centrales françaises vis-à-vis des inondations étaient jusqu'à présent régies par la RFS 1.2.e de 1984. Selon celle-ci, il convient de considérer les crues ainsi que les ruptures de barrages comme des cas d'inondation plausibles des centrales de type fluvial. La RFS 1.2.e définit ainsi la Cote Majorée de Sécurité (CMS) comme le plus haut niveau d'eau résultant d'une crue millénale ayant une fiabilité statistique de 70 %, en ajoutant une majoration de 15 % au débit ainsi obtenu (Crue fluviale, CF), ou de la conjonction de la rupture d'un

ouvrage de retenue en amont et de la crue centennale (Rupture de Barrage, REB). Depuis l'inondation de la centrale de Blayais en 1999, des événements supplémentaires doivent être pris en compte. Ces derniers incluent l'influence des vents violents aux crues fluviales (IVF), une remontée de la nappe phréatique (NP), une dégradation d'un ouvrage de canalisation (DOC), les pluies de forte intensité (PFI) ainsi que les pluies régulières et continues (PRC), la rupture de circuits et d'équipements (RCE) et l'intumescence (INT). Par ailleurs, il convient de tenir compte des scénarios d'inondation résultant de séismes.

Pour prendre en compte l'IVF, la hauteur des vagues due à un vent d'une vitesse centennale (intervalle de confiance à 70 %) est conjuguée à une crue millénale (intervalle de confiance à 70 %). La montée possible de la NP est contrôlée, notamment dans les conditions de la CMS propre au site. Pour ce qui est des PFI, l'intervalle de confiance à 95 % pour la PFI centennale est retenu, en conjonction avec le niveau d'eau fluvial moyen. En matière de PRC, la quantité des précipitations sur 24 heures d'une PRC centennale est prise comme référence, cumulée avec une crue centennale.

Faisabilité :

On peut partir du principe que le critère de probabilité de dépassement de 10^{-4} par an au moins, exigé aujourd'hui en France comme à l'international pour les inondations et tenant compte de toutes les incertitudes, n'est pas respecté par les centrales nucléaires équipées de réacteurs de 900 MWe. Par ailleurs, lors de la mise en évidence de la robustesse des SSC, des réserves ont été émises par l'exploitant afin de couvrir les incertitudes existantes dans le cadre de la conception. Un tel procédé est contraire aux conditions indispensables à une démonstration déterministe.

On peut donc également présumer que les SSC liés à la sûreté ne sont pas en mesure de résister aux dégâts causés par des inondations dépassant le référentiel de dimensionnement.

Une mise à niveau complète visant à protéger les installations des dégâts causés par les inondations, telle que leur conception l'exige aujourd'hui en tenant compte par ailleurs des dégâts causés par des aléas hors dimensionnement, semble irréalisable sur le plan pratique.

Chute d'avion

Les centrales sont dimensionnées pour résister uniquement à la chute accidentelle d'un petit avion de tourisme. Ainsi, les bâtiments et dispositifs essentiels du point de

vue de la sûreté de la centrale présentent un faible niveau de robustesse.

Sont notamment concernés les réservoirs servant au stockage des réfrigérants et à l'alimentation du générateur de vapeur, facilement accessibles. À l'instar d'autres installations importantes pour la sûreté, ces derniers se situent à l'extérieur du bâtiment abritant le réacteur, et ne sont donc pas spécialement protégés contre des agressions mécaniques ou thermiques résultant de la chute d'un avion. Or, cet état de fait ne reflète pas l'état de la technique mise en œuvre actuellement sur les EPR en construction.

Un dysfonctionnement de ces réservoirs, importants pour la sécurité et facilement accessibles, aurait pour conséquence un arrêt total des fonctions du système de refroidissement de secours ou de l'alimentation secondaire du générateur de vapeur, essentielles à la sûreté, ce qui entraînerait un accident avec une défaillance multiple des dispositifs de sûreté.

En outre, les bâtiments essentiels à la sûreté, tels que le bâtiment abritant le réacteur et surtout le bâtiment hébergeant la piscine de stockage des assemblages combustibles, sont eux aussi relativement mal dimensionnés vis-à-vis d'un aléa mécanique résultant de la chute d'un avion. Si un crash d'avion ouvre une brèche dans les parois du bâtiment abritant la piscine de stockage, cela pourrait engendrer une perte d'eau, voire le vidage complet de la piscine. Dans ce cas, le refroidissement des combustibles ne serait plus assuré.

En outre, la conception des centrales équipées de réacteurs de 900 MWe vis-à-vis d'une chute accidentelle d'avion se fonde sur des probabilités datant de l'époque de leur construction. Rien n'indique que des recherches sont menées pour mettre à jour les probabilités de menace sur le site en tenant compte des évolutions en matière de déplacements des avions dans ses environs.

Aussi, en cas d'chutes d'avion comportant des aléas plus importants que ceux supposés jusqu'à présent pour le site en question, les conséquences pourraient entraîner une défaillance multiple des dispositifs de sûreté, voire des rejets précoces importants, exposant la population et l'environnement à des risques graves. Or, les accidents pouvant conduire à des rejets importants ou précoces doivent tout particulièrement être évités (d'après la directive Euratom, voir 4), et être considérés comme exclus dans les nouvelles installations nucléaires (d'après le décret n°2007-534, voir 32).

Faisabilité :

Les agressions externes non naturelles définies lors de la conception d'origine ne sont clairement pas conformes aux exigences fixées en France de manière déterministe

pour les nouvelles centrales.

Aussi les centrales sont-elles physiquement assez mal protégées contre ce type d'agressions externes non naturelles au regard des exigences actuelles imposées aux EPR en cours de construction en France.

Une mise aux normes des centrales contre les dégâts résultant d'un crash d'avion, tels que l'on peut les imaginer aujourd'hui, semble irréalisable sur le plan pratique.

- Renforcement du périmètre de protection interne des installations en cas d'urgence. Il est particulièrement important d'améliorer la protection en cas d'accident impliquant un endommagement grave du cœur du réacteur.

Étude de faisabilité relative à ces exigences :

Concernant le niveau de sûreté 4, les centrales nucléaires équipées de réacteurs de 900 MWe ont à leur disposition différents dispositifs ou ont prévu des mises à niveau afin de parer à la survenue d'événements conduisant à des défaillances multiples des dispositifs de sûreté ou à un endommagement du combustible.

De tels dispositifs ne doivent néanmoins pas servir à compenser de potentiels déficits du niveau de sûreté 3. En effet, le système de sûreté fait l'objet d'exigences particulièrement élevées en matière de conception, de fabrication, de construction, de contrôle ainsi que d'exploitation et de maintenance des parties de la centrale essentielles à la sûreté. Si de tels déficits viennent à être détectés, il conviendra en premier lieu d'améliorer substantiellement la fiabilité des dispositifs du système de sûreté.

Les dispositifs du niveau de sûreté 4 doivent donc être considérés comme des équipements supplémentaires nécessaires à part entière. Pourtant, dans ce domaine également, des lacunes considérables sont constatées, que ce soit sur le plan technique ou des mises à niveau nécessaires.

Depuis la catastrophe de Fukushima, la construction d'un dispositif différencié d'évacuation thermique disponible en permanence, ainsi que le déploiement du « noyau dur » font partie des mises à niveau essentielles prévues. Si tant est qu'elles soient effectivement réalisées, de telles modernisations permettraient une amélioration des mesures et des dispositifs du niveau de sûreté 4. De son côté, EDF considère que ces mesures doivent être mises en œuvre dans le cadre de réalisations à long terme devant s'étendre jusqu'à 2030 environ.

Pourtant, on peut aisément supposer que la mise en œuvre du concept de « noyau

dur » contribuerait à améliorer le niveau de sûreté 4a puisque ce système serait ainsi mieux protégé contre les agressions externes que la centrale elle-même, la protection des centrales elles-mêmes n'ayant pas évolué, et se trouvant dans un état inadmissible, comme nous l'avons déjà évoqué ci-dessus. Or, étant donné les défaillances qui ont pu être constatées concernant la capacité fondamentale de celles-ci à maîtriser des événements relevant du niveau de sûreté 3, il existe à l'heure actuelle un risque accru de voir survenir un événement hors cadre de dimensionnement relevant du niveau de sûreté 4a (agression externe avec conséquences sur l'installation dépassant ce qui a été pris en compte lors de la conception, défaillances multiples des dispositifs relevant du niveau de sûreté 3).

Par ailleurs, les dispositifs actuels de prévention des situations d'urgence relevant du niveau de sûreté 4a ne correspondent pas à l'état des connaissances actuelles en matière de technologie sur lequel s'appuient les exigences réglementaires internationales ainsi que la conception des nouvelles installations françaises (EPR). En outre, les principales fonctions du système telles que les circuits de refroidissement primaire et secondaire, les systèmes de refroidissement de la piscine de stockage et des bâtiments (visant à préserver sur le long terme les fonctions nécessaires au système) ainsi que les équipements et commandes associés n'ont à leur disposition aucun dispositif supplémentaire indépendant, pourtant requis.

Quant aux dispositifs d'atténuation en cas d'accident grave, jusqu'à la catastrophe de Fukushima, il n'était pas obligatoire en France que ces derniers soient conçus à l'aune d'événements de référence constitués par des agressions externes (et notamment les séismes). Cela est notamment le cas des systèmes d'éventage avec filtration pour lesquels les plans actuels ne prévoient qu'un ajustement au niveau du Séisme maximum historiquement vraisemblable et non au niveau du séisme de référence, contrairement à ce que prévoient les exigences relatives au « noyau dur ». Enfin, aucune mesure supplémentaire n'a été prévue dans les installations pour parer à une explosion de vapeur dans l'enceinte de confinement.

Compte tenu des failles constatées dans la capacité des installations, telle que retenue lors de leur conception, à résister à un séisme de référence, il existe un risque sensiblement accru que la survenue d'un séisme conduise à un événement hors cadre de dimensionnement relevant du niveau de sûreté 4a (agression externe avec conséquences sur l'installation dépassant celles prises en compte lors de la conception, défaillances multiples des dispositifs relevant du niveau de sûreté 3). En

outre, les dispositifs d'atténuation actuellement déployés dans les installations en cas d'accident relevant du niveau de sûreté 4b ne répondent pas au niveau d'exigence requis par la réglementation internationale, puisqu'en cas de séisme d'une magnitude sensiblement inférieure au séisme de référence (et donc à la fréquence bien plus élevée), il existe d'ores et déjà un risque de défaillance des systèmes d'éventage avec filtration. Une telle défaillance aboutirait à son tour soit à une défaillance de l'enceinte de confinement, soit à la nécessité de procéder à un éventage sans filtration, une manœuvre susceptible de conduire à des rejets importants de substances radioactives dans l'environnement.

Sans possibilité d'éventage avec filtration lors d'une agression externe, les risques liés à la survenue d'événements relevant du niveau de sûreté 4b ne sont pas maîtrisés de manière suffisante compte tenu des critères actuels.

Par ailleurs, l'accident de Fukushima a démontré que les événements avec endommagement du combustible survenant dans la zone de la piscine de stockage ne sont pas à écarter.

De manière générale, force est de constater qu'il n'existe à l'heure actuelle aucun dispositif visant à atténuer les conséquences d'un accident survenant dans la zone de la piscine de stockage du combustible via, par exemple, un système de filtration des rejets provenant des bâtiments de la piscine de stockage. Aussi, pour atteindre le niveau de protection requis, la construction d'un nouveau bâtiment hébergeant la piscine de stockage du combustible irradié à l'extérieur de l'enceinte de confinement apparaît comme nécessaire. On retrouve notamment ce type de configuration sur les sites allemands qui prévoient des installations d'entreposage intermédiaire pour le combustible irradié.

Faisabilité :

Les coûts relatifs à une mise en œuvre intégrale du niveau de sûreté 4, y compris des mesures et dispositifs nécessaires en cas de fusion du cœur, sont considérables. En effet, d'une part, des travaux pharaoniques en matière de développement et d'essai seraient à prévoir puisque si la réalisation – en cours – d'un récupérateur de corium a été prévue dans la conception de l'EPR, la transposition d'un tel dispositif aux réacteurs de 900 MWe s'annonce complexe. D'autre part, la construction de piscines de stockage répondant aux exigences actuelles en matière de sûreté impliquerait des dépenses extrêmement élevées.

De manière générale, force est donc de constater qu'une mise en conformité avec les

exigences relatives à la protection en cas de fusion du cœur ou d'accident dans la piscine de stockage semble irréalisable sur le plan pratique.

- Sur les sites composés de plusieurs réacteurs, les tâches de sûreté doivent être prises en charge par chacune des unités de manière autonome, de sorte à garantir leur indépendance.

Étude de faisabilité relative à cette exigence :

Tant sur le plan de l'approvisionnement en eau que de celui en électricité, il existe une forte interdépendance entre les différents réacteurs d'une même centrale.

Faisabilité :

Remédier à l'interdépendance des réacteurs d'un même site afin que chaque unité dispose de ses propres dispositifs de sûreté est réalisable sur le plan pratique et serait à prévoir.

6. Synthèse des exigences requises en vue d'améliorer la sûreté des centrales nucléaires équipées de réacteurs de 900 MWe dans le cadre d'une exploitation à long terme

La sûreté des centrales actuelles se fonde sur un concept de sûreté appelé défense en profondeur, divisé en quatre niveaux devant fonctionner indépendamment les uns des autres ainsi que sur des dispositions visant à leur protection face aux aléas naturels tels que les séismes, les inondations ou aux aléas humains comme les chutes d'avion. La sûreté des centrales nucléaires en exploitation est évaluée à l'aune des normes actuelles. Aussi la présence de points de non-conformité doit-elle donner lieu à une évaluation des aspects de sûreté et si nécessaire à une mise à niveau.

Le présent rapport vise donc à recenser les exigences en matière de sûreté qu'il conviendrait d'appliquer dans le cas d'une exploitation à long terme des centrales françaises équipées de réacteurs de 900 MWe, et, à partir de ce constat, à déterminer sous l'angle de la proportionnalité dans quelle mesure une mise à niveau de ces réacteurs serait réalisable.

Du point de vue international, les recommandations de l'AIEA relatives à la sûreté (AIEA Normes de sûreté - <https://www.iaea.org/fr/ressources/normes-de-surete>) ont été retenues comme normes de sûreté actuelles pour les centrales nucléaires. Les enseignements tirés de l'accident de la centrale japonaise de Fukushima ont entraîné une mise à jour des séries de publication des normes de sûreté de l'AIEA, ainsi que du cahier des charges de l'association de responsables d'Autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest (WENRA), dont l'objectif est de développer une approche commune de sûreté nucléaire au sein de l'Union européenne. En France, l'EPR, un réacteur de troisième génération, étant en cours de construction, les exigences actuelles applicables en matière de sûreté nucléaire ont été déterminées par rapport à ce type de réacteur. Après la catastrophe de Fukushima, la réglementation relative à la sûreté nucléaire a été révisée dans bon nombre de pays européens.

Aussi les exigences en matière de sûreté tirées des références citées en note ont-elles été compilées dans le présent rapport afin de contribuer à déterminer le niveau de sûreté des centrales dont la durée de vie initiale doit être prolongée.

6.1 Exigences essentielles en matière de sûreté

Évaluation de la sûreté des réacteurs français actuels de 900 MWe au regard de l'état actuel des connaissances scientifiques et techniques.

– L'article 8bis de la directive européenne établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires (voir référence 4) définit comme suit l'objectif de sûreté nucléaire :

« Les États membres veillent à ce que le cadre national en matière de sûreté nucléaire exige que les installations nucléaires soient conçues, situées, construites, mises en service, exploitées et déclassées avec l'objectif de prévenir les accidents et, en cas de survenance d'un accident, d'en atténuer les conséquences et d'éviter :

a) les rejets radioactifs précoces qui imposeraient des mesures d'urgence hors site mais sans qu'il y ait assez de temps pour les mettre en œuvre ;

b) les rejets radioactifs de grande ampleur qui imposeraient des mesures de protection qui ne pourraient pas être limitées dans l'espace ou dans le temps. »

– En outre, conformément à l'article 8bis (2b) de la directive, le cadre national doit exiger que l'objectif énoncé au paragraphe 1 soit utilisé comme une référence pour la mise en œuvre en temps voulu de « mesures d'amélioration raisonnablement possibles dans une installation nucléaire existante. »

Le cadre définissant le concept d'« améliorations raisonnablement possibles » est spécifié dans le guide WENRA (indiqué en note 13).

– Pour évaluer l'état de sûreté des centrales existantes, il convient de se référer aux normes reflétant l'état actuel des connaissances.

– En France, l'état des connaissances est reflété dans les exigences relatives à l'EPR¹⁰⁷. Par conséquent, du côté des autorités françaises comme des experts mandatés par ces dernières, le cahier des charges relatif à l'EPR fait office de référentiel pour les centrales existantes.

Aléas naturels :

– Conformément à la recommandation T4.2 de WENRA, en ce qui concerne les aléas naturels (séismes, inondations), les installations nucléaires doivent être

¹⁰⁷ Les exigences en matière de sécurité consignées dans le Guide de l'ASN n°22 /68/ ne vont pas au-delà de celles décrites dans les lignes directrices techniques relatives à l'EPR (mentionnées en note 5).

dimensionnées pour une probabilité de dépassement du référentiel de dimensionnement de 10^{-4} par an, et l'événement théorique déterminé doit être aligné sur les événements historiques.

- Lors de la détermination des aléas externes aux installations au moyen d'analyses des dangers spécifiques au site, l'intégralité des risques doit être prise en compte.
- La robustesse de la centrale doit également être prouvée en cas d'aléa externe dépassant le référentiel de dimensionnement.
- Les « effets falaise » sont à exclure.

Aléas humains :

- Les éléments décrits dans le document indiqué en note 5 comme attestant de la sûreté d'une centrale contre les chutes d'avion accidentelles sont représentatifs de l'état des connaissances et de la technique en France.
- Dans le cas où l'analyse de la sûreté relative aux chutes d'avion sur un site spécifique se fonde sur la fréquence des crashes, la pertinence d'une telle analyse de risques est à attester.
- L'évacuation de la chaleur résiduelle du cœur du réacteur et de la piscine de stockage doit être possible même en cas de chute d'avion dépassant le référentiel de dimensionnement.

Critère de défaut unique :

- Les dispositifs visant à la maîtrise des événements relevant du niveau de sûreté 3 doivent être suffisamment redondants de sorte que les fonctions de sûreté requises pour maîtriser l'événement en question fonctionnent de manière efficace lorsque :
 - survient la défaillance unique de l'un des systèmes de sûreté à la suite d'une panne accidentelle et que,
 - parallèlement à cette défaillance unique, un système de sûreté est rendu indisponible en raison d'opérations de maintenance¹⁰⁸.

¹⁰⁸ D'après les exigences E10.7 de WENRA, l'application du critère de défaillance unique lors d'opérations de maintenance en cours d'exploitation est requise uniquement pour le système de protection du réacteur (« Reactor protection system »). Pour les autres dispositifs de sûreté, cette règle s'applique uniquement lorsque les opérations de maintenance pendant le fonctionnement de l'installation sont autorisées dans les dispositions relatives à l'exploitation de la centrale en question. Des opérations de maintenance rapides sont néanmoins permises lorsque les procédures en question sont prévues dans les règles d'exploitation du site et qu'il a été démontré que la fonction de sûreté concernée n'est pas entravée par lesdites opérations.

- La simultanéité d'un cas de défaut unique avec des opérations de maintenance n'entre toutefois pas en compte lorsqu'il est attesté que les activités de maintenance réalisées sur les systèmes de sûreté pendant le fonctionnement de la centrale n'affectent aucunement la fiabilité de la fonction de sûreté concernée dans les conditions d'exploitation en question.
- Si la défaillance unique concerne également les composants passifs, le dysfonctionnement de ces derniers n'est toutefois pas à intégrer au critère de défaut unique lorsque pendant la conception, la construction et l'exploitation, les exigences requises en matière de qualité ont été respectées et attestées.

Protection contre les défaillances de cause commune :

- Les dispositifs de sûreté doivent être séparés physiquement ou protégés de sorte à prévenir toute défaillance qui viendrait à dépasser les systèmes redondants en cas d'agression interne ou externe hors dimensionnement.
- Une défaillance multiple des dispositifs de sûreté relevant du niveau de sûreté 3 est à exclure. Les systèmes de sûreté redondants pour lesquels il existe une possibilité de panne à la suite d'une cause commune doivent, si cela est possible sur le plan technique, être élaborés de manière diversifiée.
- Les systèmes auxiliaires et d'alimentation des dispositifs de sûreté doivent être fiables et protégés contre les agressions de sorte à garantir une haute disponibilité desdits dispositifs.

Indépendance et séparation des dispositifs de sûreté

- L'indépendance des dispositifs impose leur séparation physique, leur diversification et leur redondance.
- Dans le concept de défense en profondeur, les niveaux de sûreté doivent fonctionner de manière efficace et être indépendants les uns des autres. Les mesures et dispositifs du niveau de sûreté 4 ne doivent donc pas servir à compenser de quelconques failles du niveau de sûreté 3.
- Les systèmes de sûreté ou les dispositifs redondants d'un système de sûreté doivent donc fonctionner efficacement de manière indépendante. Aussi l'interconnexion de ces systèmes est-elle uniquement autorisée lorsqu'elle présente un avantage attesté en termes de sûreté.
- Les exigences en termes d'indépendance sont également valables pour les systèmes auxiliaires et d'alimentation des systèmes de sûreté. En effet, une

défaillance de ces systèmes ne doit pas entraver les fonctions de sûreté.

Indépendance et séparation des tranches réacteurs sur les sites composés de plusieurs unités

- Chaque tranche réacteur doit être équipé d'un système de sûreté indépendant et d'un auxiliaire de sauvegarde.
- Dans la mesure où ils sont nécessaires au fonctionnement d'un système de sûreté, les systèmes auxiliaires et d'alimentation sont également soumis aux exigences relatives aux systèmes de sûreté.

Niveau de sûreté 4

– Le niveau de sûreté 4 (défaillances dépassant le cadre de dimensionnement) fait désormais partie intégrante du concept de défense en profondeur des centrales nucléaires.

– Le niveau de sûreté 4 concerne :

- les mesures et dispositifs relevant du niveau de sûreté 4a, visant à maîtriser des événements dépassant le référentiel de dimensionnement du niveau de sûreté 3 (dysfonctionnement de l'installation à la suite de défaillances multiples des dispositifs de sûreté) ainsi qu'à éviter tout dysfonctionnement des installations relevant du niveau de sûreté 4b. Les objectifs de protection fondamentaux doivent être respectés.
- les mesures et dispositifs relevant du niveau de sûreté 4b, visant à atténuer les conséquences d'une fusion du cœur, et en particulier à garantir la fonction de barrière de l'enceinte de confinement dans un tel cas.

– Les mesures et dispositifs relevant du niveau de sûreté 4 doivent être les plus indépendants possibles (« Shall be independent, to the extent practicable, of those used in more frequent accidents », voir 2) de ceux relevant du niveau de sûreté 3. Ils doivent fonctionner de manière fiable et efficace en cas de dysfonctionnement des installations lié à un événement sortant du cadre de dimensionnement. Le critère de défaut unique ne s'applique pas au niveau de sûreté 4. De même, il convient lors de la démonstration opérationnelle d'employer des hypothèses réalistes plutôt que des hypothèses prudentes. Enfin, les mesures et dispositifs du niveau de sûreté 4a doivent être paramétrés de manière à exclure tout « effet falaise ».

6.2 Conditions préalables à une prolongation de la durée de vie des réacteurs de

900 MWe

- Dans le cadre d'une poursuite de leur exploitation au-delà de 40 ans, et donc au-delà de leur 4^e réexamen périodique, les réacteurs de 900 MWe doivent obligatoirement démontrer que leur niveau de sûreté est conforme aux exigences de sûreté actuellement applicables aux nouvelles installations.
- La sûreté de l'installation doit être mise en évidence pour toute la durée de prolongation prévue, conformément aux normes applicables et en constante évolution.
- La démonstration de la sûreté des composants et systèmes non remplaçables au regard de leur vieillissement pour la durée de la prolongation de l'exploitation de la centrale est particulièrement cruciale.
- La mise en évidence de la sûreté ne doit pas pour autant faire passer sous silence les réserves pour carences de conception.

6.3 Étude de faisabilité des exigences requises en vue d'améliorer la sûreté des réacteurs de 900 MWe

- Garantie du respect rigoureux du concept de défense en profondeur, notamment en s'assurant de l'indépendance de chaque niveau de sûreté.

L'indépendance des niveaux de sûreté des réacteurs de 900 MWe n'est pas garantie de manière systématique.

La séparation nécessaire des fonctions des systèmes concernés (sont concernés les systèmes du 3^e niveau de sûreté, lesquels sont également sollicités pour les fonctions du 1^{er} niveau) serait pourtant possible, tant du point de vue technique que technologique.

- Garantie de l'indépendance de chacun des circuits de sûreté via une séparation rigoureuse des composants électriques et mécaniques correspondants.

Il existe à l'heure actuelle un maillage important entre les différents circuits des systèmes de sûreté. Une séparation rigoureuse des différents circuits de sûreté est requise et serait possible tant du point de vue technique que technologique.

- Application systématique du critère de défaut unique pour tous les systèmes de sûreté, et, le cas échéant, en tenant compte des opérations de maintenance (degré n+2).

À l'heure actuelle, les systèmes de sûreté des centrales à réacteurs de 900 MWe

sont systématiquement interconnectés et ne comprennent que deux voies (n+1).

Une mise à niveau visant à garantir un développement (n+2) des dispositifs techniques primordiaux pour la sûreté ne semble pas réalisable en l'absence des conditions préalables nécessaires du point de vue de la construction à l'ajout d'installations supplémentaires.

– Amélioration des capacités de résistance des systèmes essentiels à la sûreté contre les agressions externes naturelles (séismes, inondations) et humaines (chute d'avion). L'évolution des sites tout comme des conditions météorologiques est à prendre en considération pour toute la durée de prolongation prévue.

Séismes, inondations

Une mise aux normes complète en vue de protéger les installations contre les agressions comme les séismes et les inondations, telle que requise actuellement en France et dans le reste du monde, est considérée comme irréalisable sur le plan pratique.

Chute d'avion

Une mise aux normes des installations contre les chutes d'avion telle que prévue aujourd'hui en France est également considérée comme irréalisable sur le plan pratique.

– Renforcement du périmètre de protection interne des installations en cas d'urgence. En la matière, il est particulièrement important d'améliorer la protection en cas d'accident impliquant un endommagement important du cœur du réacteur.

Pour que la piscine de stockage atteigne le degré de protection requis, la construction d'un nouveau bâtiment est nécessaire afin d'y accueillir la piscine de stockage du combustible usé en dehors de l'enceinte de confinement.

Dans le domaine du niveau de sûreté 4, on constate des carences considérables au niveau de l'épaisseur des fondations, qui s'avèrent bien plus fines que celles des nouvelles structures. En cas de fusion du cœur, l'intégrité de l'enceinte de confinement peut ne pas être garantie de manière idoine.

Une mise aux normes des installations au regard de la maîtrise des accidents

impliquant une fusion du cœur est considérée comme irréalisable sur le plan pratique. Par ailleurs, la mise à niveau de la centrale de Fessenheim afin de collecter et refroidir une éventuelle fusion du cœur n'a pas été éprouvée sur le plan technique.

– Sur les sites composés de plusieurs réacteurs, les tâches de sûreté doivent être prises en charge par chacune des unités de manière autonome, de sorte à garantir leur autarcie.

Remédier aux interconnexions entre les différentes unités afin de garantir l'indépendance de leurs dispositifs de sûreté respectifs est possible sur le plan pratique et serait à prévoir.

Conclusion :

Forts de ces constatations, on estime que les centrales françaises équipées de réacteurs de 900 MWe présentent de graves déficits en matière de sûreté au regard des exigences françaises et internationales appliquées à l'heure actuelle. En outre, sur le plan pratique, une modernisation de ces centrales ne suffira pas à remédier à ces manquements, dont les conséquences sur la sûreté sont considérables.

Reste à savoir quelles mesures les exploitants français comptent mettre en œuvre pour mettre à niveau les réacteurs de 900 MWe en vue de répondre précisément aux exigences actuelles de sûreté.

Bibliographie

- /1/ Electricite de France: Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima. 15 September 2011
- /2/ Specific Safety Requirements, N° SSR-2/1 (Rev. 1), Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA, Vienna 2016
- /3/ Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors - UPDATE IN RELATION TO LESSONS LEARNED FROM TEPCO FUKUSHIMA DAI-ICHI ACCIDENT, WENRA, 24th September 2014
- /4 / RICHTLINIE DES RATES 2014/87/EURATOM vom 8. Juli 2014 zur Änderung der Richtlinie 2009/71/ Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen
- /5/ "Technical Guidelines for the design and construction of the next generation of nuclear pressurized water plant units" adopted during plenary meetings of the GPR and German experts on the 19 and 26 October 2000
- /6/ European Utility Requirements for LWR nuclear power plants, rev. D, volume 2, chapter 8, section number 3.10, 10/2012
- /7/ "Exigences de sûreté an KKW" vom 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B2)
- /8/ Bekanntmachung der Interpretationen zu den "Exigences de sûreté an KKW" vom 22. November 2012 vom 29. November 2013 (BAnz AT 10.12.2013 B4), geändert am 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B3)
- /9/ Arrêté of 7 February 2012 setting the general rules relative to basic nuclear installations, JORF (Official Journal of the French Republic) N° 0033 of 8 February 2012, page 2231, Text N° 12
- /10/ Pascal QUENTIN, Jean COUTURIER: IRSN point of view on plant long term operation assessment, IRSN, EUROSAFE Forum 2010

- /11/ E. RAIMOND, J.M. BONNET, G. CENERINO, F. PICHEREAU. F. DUBREUIL, J.P. VAN-DORSSELAERE, Continued efforts to improve the robustness of the French Gen II PWRs with respect to the risks of severe accidents. EUROSAFE 2011- 11- 08
- /12/ ASN REPORT on the state of nuclear safety and radiation protection in France in 2014, March 2015
- /13/ WENRA Guidance, Article 8a of the EU Nuclear Safety Directive: “Timely Implementation of Reasonably Practicable Safety Improvements to Existing Nuclear Power Plants”, Report of the Ad-hoc group to WENRA 13 June 2017
- /14/ Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums, GRS-189, 2002
- /15/ Safety Requirements N° NS-R-3 (Rev. 1), Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA, Vienna 2016
- /16/ ASN, BASIC SAFETY RULE, Fundamental safety rule n°2001-01 concerning basic nuclear installations
- /17/ KTA 2201.1, Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 1: Grundsätze, Fassung 2011-11
- /18/ FRANCE, Convention on Nuclear Safety, Seventh National Report for the 2017 Review Meeting, August 2016
- /19/ Protection des installations nucléaires contre les chutes d'avions, ANS, 09/02/2015
- /20/ Methodology for coping with accidents of external and internal origin in PWR power stations, EUR 10782 EN, August 1984
- /21/ Autorité de Sûreté Nucléaire: Complementary Safety Assessment of the French Nuclear Power Plants, Report by the French Nuclear Safety Authority, December 2011.

- /22/ Electricite de France: Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima. 15 September 2011
- /23/ Stevenson; J.D.: Summary and Comparison of current U.S. Regulatory Standards and foreign Standards, Nuclear Engineering and Design (1984) 145-160
- /24/ Class I Guidances, Guideline on the categorization and assessment of accidental aircraft crashes in the design of new class I nuclear installations, FANC, February 2015
- /25/ SEISMIC HAZARDS IN SITE EVALUATION FOR NUCLEAR INSTALLATIONS, IAEA SPECIFIC SAFETY GUIDE SSG-9, Vienna 2010
- /26/ METEOROLOGICAL AND HYDROLOGICAL HAZARDS IN SITE EVALUATION FOR NUCLEAR INSTALLATIONS, IAEA SPECIFIC SAFETY GUIDE SSG-18, Vienna 2010
- /27/ Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems in Nuclear Power Plants, IAEA SAFETY GUIDE N° NS-G-1.9, Vienna 2004
- /28/ WENRA Guidance on Safety Reference Levels of Issue F, WENRA, September 2014
- /29/ RICHTLINIE 2013/59/EURATOM DES RATES zur Festlegung grundlegender Sicherheitsnormen für den Schutz vor den Gefahren einer Exposition gegenüber ionisierender Strahlung vom 5. Dezember 2013
- /30/ ASN requires EDF to comply with additional requirements for implementation of the "hardened safety core", 23/01/2014 (information notice)
- /31/ Fabien FERON, NPP Periodic Safety Reviews (PSR) in France, French Nuclear Safety Authority (ASN), ENSREG workshop, April 2015

- /32/ Décret N° 2007-534 of 10 April 2007
Décret Authorising the Creation of the “Flamanville 3”, Basic Nuclear Installation Including an EPR Nuclear Power Plant at Flamanville (Manche Department)
- /33/ The Westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant,
Copyright © 1984 Westinghouse Electric Corporation, Water Reactor Divisions
- /34/ Post Fukushima assessment and follow up French National Action Plan (ASN), ENSREG Post-Fukushima National Action Plans Workshop April 2015
- /35/ Convention on Nuclear Safety, Questions Posted To France in 2014
- /36/ REGULATORY APPROACHES AND CRITERIA USED IN THE ANALYSIS OF ACCIDENTS AND TRANSIENTS IN MDEP EPRWG MEMBER COUNTRIES, MDEP Technical Report TR-EPRWG-01, Nov. 2014
- /37/ The ASN (Nuclear Safety Authority) Report on the state of nuclear safety and radiation protection in France in 2015, March 2016.
- /38/ French ENVIRONMENTAL CODE, Updated 04/10/2006
- /39/ Bewertung neuer Reaktorkonzepte et der Übertragbarkeit sicherheitstechnischer Lösungen auf in Betrieb befindliche Anlagen, GRS-A-3649, März 2012
- /40/ Vienna Declaration on Nuclear Safety.
On principles for the implementation of the objective of the Convention on Nuclear Safety to prevent accidents and mitigate radiological consequences. INFCIRC/872, CNS/DC/2015/2/Rev.1, February 2015
- /41/ DESIGN OF INSTRUMENTATION AND CONTROL SYSTEMS FOR NUCLEAR POWER PLANTS, IAEA SAFETY STANDARDS SERIES N° SSG-39, Vienna 2016

- /42/ Complementary Safety Assessments of the French nuclear installations, Report by the French nuclear safety authority, December 2011
- /43/ FUNDAMENTAL SAFETY PRINCIPLES, IAEA SAFETY STANDARDS SERIES N° SF-1, Vienna 2006
- /44/ E. RAIMOND, J.M. BONNET, G. CENERINO, F. PICHEREAU. F. DUBREUIL, J.P. VAN-DORSSELAERE, Continued efforts to improve the robustness of the French Gen II PWRs with respect to the risks of severe accidents. EUROSAFE 2011- 11- 08
- /45/ WENRA Guidance Document Issue T: Natural Hazards, 21 April 2015
- /46/ Catherine BERGE-THIERRY: NUCLEAR SAFETY & SEISMIC RISK MANAGEMENT IN FRANCE: OVERVIEW, SEPTEMBER 28, 2016, SCIENTIFIC & TECHNICAL SEMINAR AT THE CANADIAN NUCLEAR SAFETY COMMISSION
- /47/ SAFETY REQUIREMENTS IN FRANCE FOR THE PROTECTION AGAINST EXTREME EARTHQUAKES, International Experts Meeting on Protection against Extreme Earthquakes and Tsunamis, IEM3 IAEA, Sept. 2012
- /48/ Seismic design and analysis of safety-related nuclear structures in Sweden, 2014
- /49/ BERGE-THIERRY Catherine: Seismic Hazard Assessment and Uncertainties Treatment: Discussion on the current French regulation, practices and open issues, NEA/CSNI/R(2014)9
- /50/ ENSREG, NATIONAL ACTION PLAN OF THE FRENCH NUCLEAR SAFETY AUTHORITY, December 2012
- /51/ French Post-Fukushima Complementary Assessments, EUROSAFE 2015
- /52/ Protection of Basic Nuclear Installations Against External Flooding, ASN GUIDE N° 13 Version of 08/01/2013

- /53/ CNRA Working Group on the Regulation of New Reactors, Supplementary Report on the Regulation of Site Selection and Preparation, NEA/CNRA/R(2014)5, 16-Jul-2014
- /54/ Decision N° 2008-DC-0114 of 26 September 2008 by the French Nuclear Safety Authority Setting Forth Specific Requirements to Be Met by *Électricité de France – Société anonyme* (EDF-SA) at the Flamanville Nuclear site Regarding the Design and Construction of the Flamanville-3 (INB N° 167) NPP and the Operation of Flamanville-1 (INB N° 108) and Flamanville-2 (INB N° 109) NPPs
- /55/ The EUR: a great achievement and still on its way, ICAPP 2013
- /56/ Libman, Elements of nuclear Safety, IRSN, 1996
- /57/ ASN – Letter to EdF Nuclear Operation Division, Montrouge 20. March 2015
- /58/ Statement of ASN Commission: “Which level of safety for new nuclear reactors built around the world?”, Press release, published on 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>)
- /59/ ASN and the ministries responsible for nuclear safety supplement the general technical regulations applicable to nuclear facilities, Information notice, published on 29/05/2012, (<http://www.french-nuclear-safety.fr/Information/News-releases/General-technical-regulations-applicable-to-nuclear-facilities>)
- /60/ EDF France modernization program for the existing NPPs, OECD/NEA Workshop, Innovations in Water-cooled Reactor Technologies, February 11-12th, 2015 - NEA Headquarters, Paris
- /61/ WENRA Report, Safety of new NPP designs, Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG, March 2013

- /62/ Sweden's fifth national report under the Convention on Nuclear Safety, Stockholm 2010
- /63/ ASN, Basic safety rule 2002-1 of 26th December 2002 - Development and utilisation of probabilistic safety assessments
- /64/ ASN position statement of 20th April 2016 concerning generic guidelines for the periodic safety review associated with the fourth ten-year inspections for the 900 MWe reactors, Published on 21/04/2016
- /65/ ASN, RFS-I.2.a. du 05/08/1980, Prise en compte des risques liés aux chutes d'avions
- /66/ UK EPR, PRE-CONSTRUCTION SAFETY REPORT, Compliance with regulations, 2012
- /67/ L'ASN et l'IRSN publient un guide sur la conception des réacteurs à eau sous pression, Publié le 19/07/2017
- /68/ Guide de l'ASN n°22 : Conception des réacteurs à eau sous pression, Publié le 18/07/2017
- /69/ IAEA SAFETY GLOSSARY, TERMINOLOGY USED IN NUCLEAR SAFETY AND RADIATION PROTECTION, 2007 EDITION
- /70/ Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-SCHR-37/05
- /71/ Analyse der Ergebnisse des EU Stresstest der Kernkraftwerke Fessenheim et Beznau, Teil 1: Fessenheim, Öko Institut et Physikerbüro Bremen, 2012
- /72/ Autorité de Sûreté Nucléaire: Complementary Safety Assessment of the French Nuclear Power Plants, Report by the French Nuclear Safety Authority, December 2011.
- /73/ NUCLEAR POWER REACTORS IN THE WORLD, 2015 Edition, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2015

- /74/ Design, Safety Technology and Operability Features of EPR, Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Development, July 4th, 2011 (Wien)
- /75/ Implementation of Severe Accident Management Measures, Nuclear Safety NEA/CSNI/R (2001)20 PSI Report Nr. 01-15 November 2001
- /76/ Bernard Roche: The french Nuclear Program
- /77/ Renforcement du radier du réacteur 1 de la centrale nucléaire de Fessenheim, EdF 22.02.2012
- /78/ Majer, D.: Technische Beurteilung der Vorschläge der EDF für die Verstärkung der Bodenplatte hinsichtlich der Frage, ob diese Vorschläge auf Grund des vorhandenen wissenschaftlichen et technischen Wissens geeignet sind, die Probleme bei einer Kernschmelze zu bewältigen, Wiesbaden 17.6.2012
- /79/ ASN requires EDF to comply with additional requirements for implementation of the "hardened safety core", ASN, Note d'information, 23/01/2014
- /80/ Convention on Nuclear Safety, Questions Posted To France in 2014
- /81/ UPDATED NATIONAL ACTION PLAN OF THE FRENCH NUCLEAR SAFETY AUTHORITY, December 2014
- /82/ Post Fukushima assessment and follow up French National Action Plant, ENSREG 22.04.2015
- /83/ Bernard Guesdon: LWR activities in France, IAEA 16th Meeting of the Technical Working Group on Advanced Technologies for LWRs, Vienna 26-28 July 2011
- /84/ Roi des Belges (2011): Arrêté royal portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires (Moniteur belge 21.12.2011, ed. 5, p. 80011). Verfügbar unter <http://www.ejustice.just.fgov.be/eli/arrete/201111/30/2011206225/justel>.

- /85/ EDF: 'Grand Carénage', Presentation of major renovation programme, ENSREG Brussels 29/06/2017
- /86/ Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK) (2013a): Provisions For Internal And External Hazards At A Nuclear Facility (Guide YVL B.7), Helsinki. Verfügbar unter <https://www.stuklex.fi/en/ohje/YVLB-7>
- /87/ Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK) (2013b): Safety design of a nuclear power plant (Guide YVL B.1), Helsinki. Verfügbar unter <https://www.stuklex.fi/en/ohje/YVLB-1>.
- /88/ Authority for Nuclear Safety and Radiation Protection (ANVS) (2015): Safety Guidelines. Guidelines on the Safe Design and Operation of Nuclear Reactors and DSR, The Hague. Verfügbar unter <https://english.autoriteitnvs.nl/documents/publication/2015/11/1/guidelines-on-the-safe-design-and-operation-of-nuclear-reactors>
- /89/ WENRA/RHWG Report, Safety of new NPP designs, March 2013
- /90/ Federal Agency for Nuclear Control (FANC) (2015): Class I Guidances,, Guideline on the evaluation of the external flooding hazard for new class I nuclear installations, February 2015
- /91/ Federal Agency for Nuclear Control (FANC) (2015): Class I Guidances, Guideline on the evaluation of the seismic hazards for new class I nuclear installations, February 2015
- /92/ Federal Agency for Nuclear Control (FANC) (2015, Class I Guidances, Guideline - Safety demonstration of new class I nuclear installations: approach to Defence-in-Depth, radiological safety objectives and the application of a graded approach to external hazards, February 2015
- /93/ Sixth French report under the CNS – July 2013
- /94/ IRSN's Position on Safety and Radiation Protection at Nuclear Power Plants in France, 2012, IRSN report DG/2013-00005-EN

/95/ Design, Safety Technology and Operability Features of EPR, Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Development, July 4th, 2011 (Wien)

Annexe 1: EPR chutes d'avions /5/

Pour ce qui concerne les chutes d'avion, des dispositions doivent être prises pour assurer une protection appropriée des bâtiments liés à la sûreté en considérant de façon appropriée les trafics de l'aviation générale et de l'aviation militaire à proximité du site et en anticipant autant que possible leurs évolutions au cours de la vie de l'installation.

La protection des systèmes de sûreté doit être considérée à l'égard de l'impact direct (pénétration) ainsi qu'à l'égard de l'impact indirect liés aux vibrations induites.

Ces objectifs peuvent être traités en dimensionnant le bâtiment du réacteur, le bâtiment du combustible usé et certains bâtiments auxiliaires (de manière à assurer sans redondance la protection des équipements nécessaires pour arrêter le réacteur et empêcher la fusion du coeur)²⁴ avec les diagrammes de chargement en fonction du temps C1 et C2 présentés sur la figure F.2, appliqués à une aire circulaire de 7 m² de la manière suivante :

1. Le diagramme de chargement en fonction du temps C1 doit être utilisé pour le dimensionnement des structures internes de ces bâtiments contre les vibrations induites, en supposant un comportement linéaire élastique du matériau et un impact au centre de chaque voile de protection externe. Pour éviter des excitations extrêmes, un découplage des structures internes des parois externes doit être utilisé. Autant que possible, la fixation de systèmes et de composants sur les voiles externes devrait être évitée. Les spectres de réponse correspondants à considérer pour la conception des équipements ne doivent être calculés que pour les éléments structuraux principaux de ces bâtiments.
2. Concernant la protection contre la pénétration, le diagramme de chargement en fonction du temps C1 doit être utilisé pour le dimensionnement des parois externes des mêmes bâtiments contre les chargements résultant d'un impact direct, de manière à assurer qu'il n'y aura ni pénétration ni écaillage et que les déformations (armatures, béton) seraient limitées.
3. En outre, le diagramme de chargement en fonction du temps C2 doit être utilisé pour le dimensionnement à l'état limite ultime (selon l'Eurocode 2, partie 1)¹⁰⁹:
 - a) du bâtiment du réacteur de manière à assurer que la perforation est évitée et que l'écaillage qui pourrait survenir ne compromettrait pas l'arrêt du réacteur et la prévention de la fusion du coeur,
 - b) du bâtiment du combustible usé de manière à assurer l'absence de découverture du

¹⁰⁹ La définition de l'état ultime limite dans l'Eurocode 2, partie 1, est « associée à l'effondrement ou aux autres formes de défaillance de structure qui peuvent mettre en danger la sécurité des personnes ». Ainsi la démonstration relative à ce paragraphe peut tenir compte des murs de protection autres que les parois externes du bâtiment du réacteur et du bâtiment du combustible usé.

combustible utilisé.

L'analyse dynamique des vibrations induites peut être réalisée en utilisant une technique de superposition d'analyse modale avec la combinaison des réponses modales selon la méthode de « la racine carrée de la somme des carrés ».

Il est souligné que, avec une disposition appropriée assurant une séparation géographique des équipements redondants non protégés, il n'est pas nécessaire de compléter l'approche par cas de charge correspondante par une approche événementielle. Cependant, il est souligné, en relation avec le fait que les tuyauteries de vapeur sont implantées par paires et ne sont pas protégées contre les chutes d'avions, que la vidange simultanée de deux générateurs de vapeur devrait être étudiée avec des règles appropriées.

Annexe 2: structures et composantes du “noyau dur” /89/, /83/, Images 12, 13

“Le noyau dur repose sur l’intégration de SSC supplémentaires dont les caractéristiques de conception vont au-delà de celles du dimensionnement, ou sur des SSC déjà en place qui ont été éprouvés au-delà de du référentiel de dimensionnement (risques d’agressions externes, situation d’urgence due à ces agressions avec prise en compte des effets induits).

Le rôle du noyau dur est de garantir le maintien des fonctions de sûreté vitales grâce à des moyens renforcés (contrôle de la criticité, évacuation de la puissance résiduelle, confinement radiologique.)

Pour les réacteurs, ces moyens renforcés correspondent essentiellement aux équipements suivants :

- Diesel d’ultime secours bunkérisé
- Dispositif d’alimentation de secours en eau diversifié
- Dispositif d’alimentation en eau des GV diversifié
- Système de contrôle-commande renforcé pour les GV et les vannes de décharge
- Dispositif supplémentaire d’injection d’eau dans le circuit primaire
- Puisard de confinement échangeur thermique et système de refroidissement hors confinement
- Système de contrôle-commande associé
- Système de protection renforcé des joints des pompes primaires
- Système d’isolation de l’enceinte de confinement...

Ces SSC ont besoin que les systèmes existants (comme les recombineurs d’hydrogène installés sur les centrales françaises depuis des années) soient en fonctionnement.

Pour les piscines de désactivation, il s’agit principalement des éléments suivants :

- Diesel d’ultime secours bunkérisé (comme pour les réacteurs)
- Dispositif d’alimentation de secours en eau diversifié (comme pour les réacteurs)

- Système de contrôle-commande associé
- Circuits d'alimentation en eau renforcés

De plus, un centre d'urgence supplémentaire sera aménagé sur site pour faire face aux situations accidentelles touchant plusieurs unités.

La mise en œuvre du noyau dur exige la vérification du bon fonctionnement, dans des conditions spécifiques, des SSC qui sont déjà en place et qui doivent remplir différentes fonctions de sûreté dans ces conditions spécifiques (enceinte de confinement du réacteur, recombineurs autocatalytiques passifs (RAP), etc.), intégrité structurelle des piscines de désactivation (en cas d'agressions extrêmes et d'effets induits telle que la chute d'une charge lourde.)

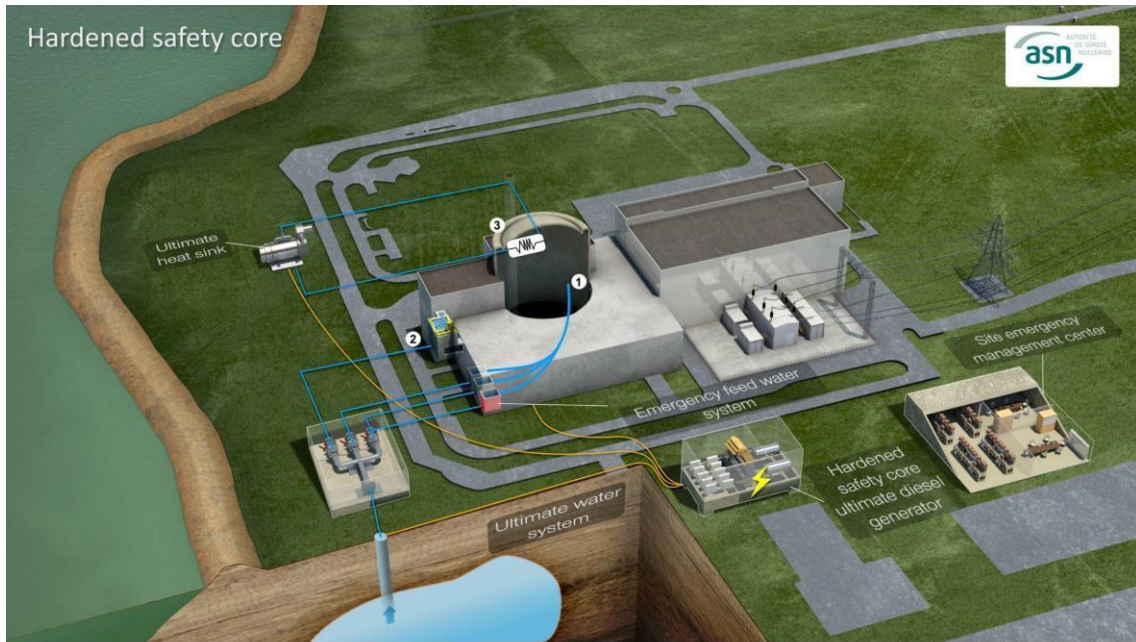
Ce noyau dur, qui repose sur des moyens prédéfinis, est également conçu pour être compatible avec des systèmes de branchement qu'il accueillerait et qui pourraient être pris en charge si nécessaire par des moyens mobiles fournis par des sites nationaux.

En janvier 2014, l'ASN a présenté à EDF de nouvelles décisions relatives à la conception et à la mise en œuvre du noyau dur. La traduction en anglais de ces décisions sera mise en ligne sur le site de l'ASN (<http://www.asn.fr>).

La mise en place des mesures les plus importantes concernant le noyau dur (par exemple les diesels d'ultime secours bunkerisés, les dispositifs d'alimentation de secours en eau diversifiés, le 2^e centre d'urgence sur site) est prévue pour 2020 au plus tard sur les derniers sites.

Les figures 12 et 13 illustrent l'intégration du noyau dur dans une centrale nucléaire dotée d'un réacteur de 900 MW.

Figure 12: Vue d'ensemble du "noyau dur" /83/



- 1 : reactor cooling system
- 2 : fuel pool cooling system
- 3 : reactor containment cooling system

January 2014

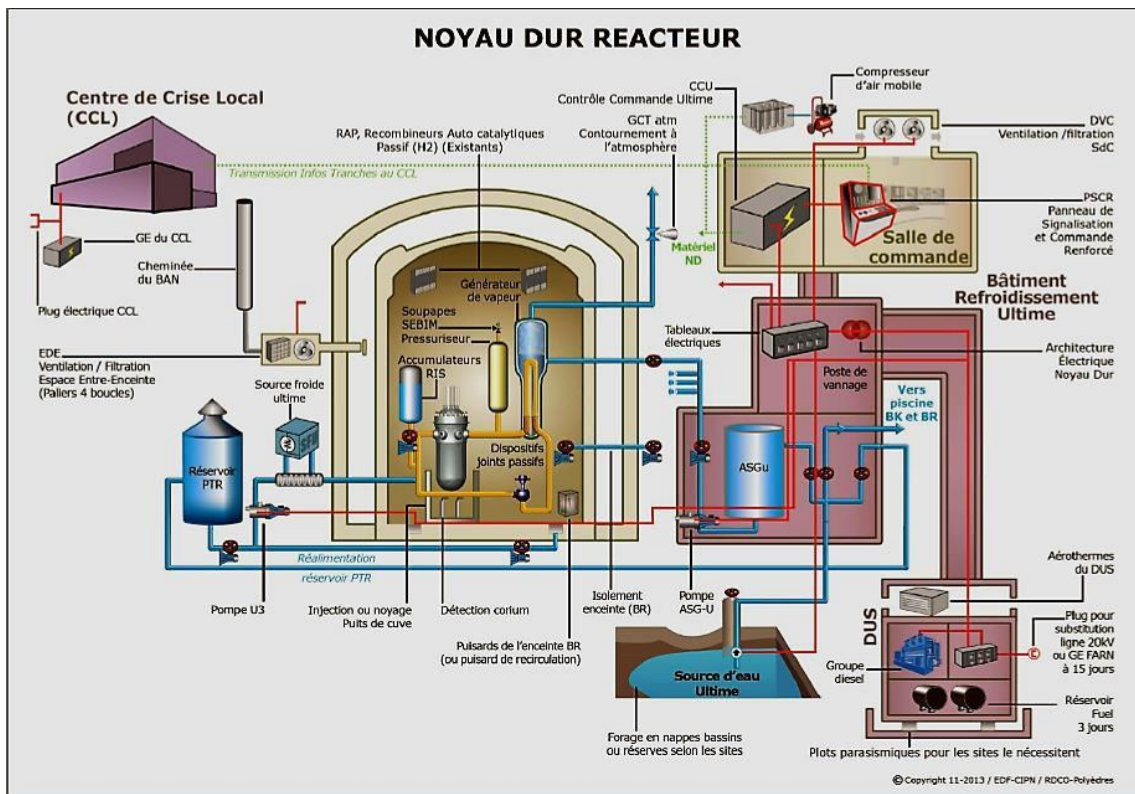


Figure 13: Schéma de l'intégration du noyau dur dans une centrale nucléaire /83/