

Chapitre 37

Enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi : travaux de l'AIEA et de l'association WENRA, actions prises dans d'autres pays que la France

Il paraît utile de brosser ici très succinctement, tout d'abord les travaux menés par l'AIEA et par l'association des chefs des autorités de sûreté nucléaire de l'Europe de l'Ouest (WENRA) après l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi⁹⁶², d'autre part les enseignements tirés de cet accident dans quelques autres pays que la France. Il n'est bien entendu pas possible dans le cadre du présent ouvrage de passer en revue tous les pays exploitant des réacteurs électronucléaires ; n'ont été retenus, outre le Japon, que le cas des États-Unis et, comme pays de l'Union européenne autre que la France, celui de la Belgique.

962. Les actions entreprises par l'association internationale WANO après l'accident sont précisées dans le paragraphe 3.1.5.

Il peut être noté qu'après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi et au-delà des *stress tests* menés à la suite de la décision du Conseil européen par les différents pays de l'Union européenne, l'Allemagne a mis à l'arrêt définitif sept de ses plus anciens réacteurs et s'est engagée dans un processus de « sortie » de l'énergie nucléaire d'ici 2022; à la fin de l'année 2019, sept réacteurs étaient encore en fonctionnement (un réacteur à eau bouillante et six réacteurs à eau sous pression – dont deux de type KONVOI).

Pour ce qui concerne la Suisse, cinq réacteurs étaient en exploitation (deux à eau bouillante et trois à eau sous pression). En 2011, après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, le Conseil fédéral et le Parlement ont pris la décision de principe de sortir progressivement de l'énergie nucléaire, en optant pour une mise à l'arrêt des réacteurs lorsque ceux-ci auront atteint 50 années de fonctionnement⁹⁶³, soit entre 2019 et 2034, sans remplacement par de nouvelles centrales électronucléaires. Le 27 novembre 2016, les citoyens suisses ont rejeté l'initiative populaire « Sortir du nucléaire » qui voulait interdire la construction de nouvelles centrales nucléaires en Suisse et limiter la durée d'exploitation des cinq réacteurs existants à 45 ans – ce qui aurait conduit à l'arrêt immédiat des deux réacteurs de la centrale de Beznau, mis en service en 1969 et 1971. Le Conseil fédéral et le Parlement avaient recommandé son rejet car elle aurait impliqué un arrêt jugé prématuré des réacteurs nucléaires. La décision de principe de 2011 est actée dans la « Stratégie énergétique 2050 » datée de 2016, et laisse du temps à la Suisse pour réformer son approvisionnement énergétique. Il peut toutefois être noté que l'électricien suisse BKW Energie SA a annoncé l'arrêt définitif de la centrale de Mühleberg, qu'il exploite, à l'échéance du 20 décembre 2019, au vu du coût trop élevé de remise en conformité de certains de ses équipements qui présentent des anomalies (centrale effectivement arrêtée à la date prévue).

37.1. Travaux de l'AIEA

Après l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, l'AIEA a établi un plan d'actions (*IAEA Action Plan on Nuclear Safety*), approuvé par le Conseil des gouverneurs lors de sa réunion du 13 septembre 2011. Les actions sont réparties sur 12 sujets; parmi ces actions, il peut ici en être noté trois:

- promouvoir la réalisation, par les États membres, d'une évaluation de la sûreté de leurs installations nucléaires à la lumière des événements survenus à la centrale de Fukushima Daiichi,
- promouvoir la réalisation, par les États membres, d'une évaluation du rôle et de l'efficacité de leur(s) autorité(s) de sûreté,

963. Les cinq réacteurs nucléaires suisses en question ont été mis en service entre 1969 et 1984 (Beznau 1, Beznau 2, Mühleberg, Gösgen et Leibstadt). Ces réacteurs ont une autorisation d'exploitation sans limitation de durée, ce qui signifie qu'ils peuvent fonctionner aussi longtemps qu'ils sont jugés sûrs.

- engager une revue des normes de l'AIEA, selon un programme de travail fixant des priorités et, en tant que de besoin, les réviser.

L'AIEA a diffusé en 2015 un dossier ayant pour titre « The Fukushima Daiichi accident », composé d'un rapport de synthèse du Directeur général de l'AIEA et de cinq volumes établis par un grand nombre d'experts. Dans ce dossier, sont notamment développés les sujets suivants :

- description et contexte de l'accident,
- considérations en matière de sûreté,
- gestion de l'accident et considérations en matière de préparation aux situations d'urgence et à la gestion de telles situations,
- conséquences radiologiques de l'accident,
- récupération post-accidentelle des territoires contaminés.

Concernant les conséquences radiologiques de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, le dossier de l'AIEA s'appuie tout particulièrement sur les rapports d'organismes internationaux tels que l'Organisation mondiale de la Santé et l'UNSCEAR (voir le paragraphe 36.5 du chapitre précédent), ainsi que la CIPR, qui a mené une revue des aspects de radioprotection pendant et après l'accident, dans l'optique d'une amélioration du système international de radioprotection (le rapport de la CIPR a été diffusé en 2012).

Dans son dossier, l'AIEA souligne qu'à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, l'inondation résultant du tsunami a simultanément mis à l'épreuve les trois premiers niveaux de la défense en profondeur, ce qui a entraîné des défaillances de cause commune des équipements et des systèmes. L'AIEA estime que si le concept de défense en profondeur reste valable dans ses principes, son application doit être renforcée à tous les niveaux par une indépendance, une redondance, une diversité et une protection contre les dangers aussi bien internes qu'externes, en se concentrant non seulement sur la prévention des accidents mais aussi sur l'amélioration des dispositions de limitation de leurs conséquences. La prise en compte d'événements externes d'ampleurs plus importantes que celles qui ont été retenues pour le dimensionnement de base des installations est aussi apparue nécessaire.

Le plan de l'AIEA incluait également un programme de révision de ses normes. Les discussions sur les priorités ont fait ressortir que cinq d'entre elles devaient faire l'objet d'une révision sans attendre :

- GSR Part-1 « Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety »,
- NS-R-3 « Site Evaluation for Nuclear Installations »,
- SSR-2/1 « Safety of Nuclear Power Plants: Design »,
- SSR-2/2 « Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation »,
- GSR Part-4 « Safety Assessment for Facilities and Activities ».

Ainsi, la norme révisée SSR-2/1 (« Safety of Nuclear Power Plants: Design »), diffusée en 2016, insiste particulièrement sur la prise en compte des agressions, en considérant des événements plus sévères que ceux qui sont considérés au titre de la simple évaluation d'un site et plus généralement sur une meilleure prise en compte d'événements extrêmes, pouvant affecter simultanément plusieurs installations d'un même site, sur l'intérêt de la mise en place dès la conception de dispositifs de raccordement de moyens de secours si ces derniers sont mobiles...

37.2. Travaux de l'association WENRA

Comme cela a déjà été évoqué au chapitre 36, l'association des chefs des autorités de sûreté nucléaire de l'Europe de l'Ouest (WENRA) a, pour répondre à la demande du Conseil européen de mars 2011, établi et proposé en avril 2011 des spécifications, ou cahier des charges, pour la réalisation des *stress tests* dans les pays de l'Union européenne.

L'association WENRA a ultérieurement décidé d'engager, à la lumière des enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, une révision des « niveaux de référence » qu'elle avait établis en 2006 pour les centrales nucléaires existantes (puis révisés en 2007 et 2008 – voir le paragraphe 6.6). Son groupe de travail sur l'harmonisation des réacteurs (Reactor Harmonisation Working Group – RHWG) a mené ce travail de révision en tenant compte non seulement des recommandations et des suggestions diffusées par l'ENSREG à la suite des *stress tests*, des travaux de révision des normes de l'AIEA, mais aussi des initiatives qu'avait prises chaque membre de WENRA en termes d'évolution de sa réglementation domestique à la suite à l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. Ce travail s'inspirait également des premières réflexions du groupe de travail sur les enseignements à tirer de cet accident que ce dernier avait fait apparaître dans son rapport dédié aux nouveaux réacteurs « Safety of New NPP Designs » de 2013.

Ce travail a conduit à l'adoption par l'association WENRA et à la publication, au mois de septembre 2014, du rapport intitulé « Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors/Update in Relation to Lessons Learned from TEPCO Fukushima Daiichi Accident ». La mise au point de ces « niveaux de référence » avait préalablement fait l'objet d'une consultation de parties prenantes.

Les évolutions majeures par rapport aux niveaux de références antérieurs concernent la partie *Issue F* « Design Extension Envelope of Existing Reactors » qui a fait l'objet d'une refonte complète et la partie *Issue T* « Natural Hazards » qui a été créé. Les chapitres LM « Emergency Operating Procedures and Severe Accident Management Guidelines » et R « On-site Emergency Preparedness » ont également fait l'objet d'importantes modifications.

Les modifications et ajouts ont visé principalement une meilleure prise en compte des événements affectant plusieurs installations d'un même site, y compris les réac-

teurs et les entreposages de combustibles usés, ainsi que de la possibilité de survenue de conditions plus sévères que celles qui sont prises en compte dans le dimensionnement dit de base (*design basis conditions*).

37.3. Japon

Dans son message introductif au rapport de la commission d'enquête indépendante commanditée par la diète japonaise sur l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, le président de cette commission, K. Kurokawa, a évoqué un certain nombre de facteurs de nature sociétale qui, du point de vue de cette commission, ont contribué à un accident « qui aurait pu être prévu ».

Les dispositions concrètes prises rapidement au Japon après l'accident à l'égard des centrales nucléaires de ce pays ont été indiquées dans le chapitre précédent (paragraphe 36.6).

Au plan plus général du contrôle de la sûreté⁹⁶⁴, l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi a conduit à la dissolution de l'Agence de sûreté nucléaire et industrielle (en anglais Nuclear and Industrial Safety Agency – NISA), qui était une subdivision du ministère en charge de l'économie, du commerce et de l'industrie (METI). Cette agence (voir la figure 37.1) a été critiquée, notamment après l'accident, pour avoir des conflits d'intérêt au sein du METI qui était chargé également de l'industrie nucléaire. De plus, le partage des rôles et des responsabilités entre la NISA et une autre entité, la Commission de la sûreté nucléaire (Nuclear Safety Commission – NSC) relevant du Premier ministre et faisant office de double contrôle, n'apparaissait pas clair. Ainsi, au-delà de la NISA, il a été considéré que l'organisation générale et la multiplicité des différents organismes de contrôle de la sûreté impliqués lors de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi avaient été la cause de retards dans les prises de décision. Le 20 juin 2012, le gouvernement japonais a supprimé les entités NISA et NSC pour les remplacer, au mois de septembre de la même année, par une autorité de réglementation nucléaire, la NRA (Nuclear Regulation Authority), rattachée au ministère en charge de l'environnement (MOE) et dirigée par un *chairman* et quatre *commissioners*. Puis, en 2014, la NRA a été renforcée d'environ 400 personnes par absorption de son organisme principal d'appui technique, l'Agence japonaise de sûreté de l'énergie nucléaire (Japanese Nuclear Energy Safety Organization – JNES); cela a conduit à doubler approximativement les moyens humains de la NRA. Cette absorption est une étape du processus souhaité au Japon de réduction de la dispersion des moyens et de la multiplicité des organismes impliqués dans le contrôle de la sûreté nucléaire.

964. Le lecteur pourra consulter à ce sujet l'historique réalisé par Hideaki Shiroyama, intitulé « Nuclear Safety Regulation in Japan and Impacts of the Fukushima Daiichi Accident ».

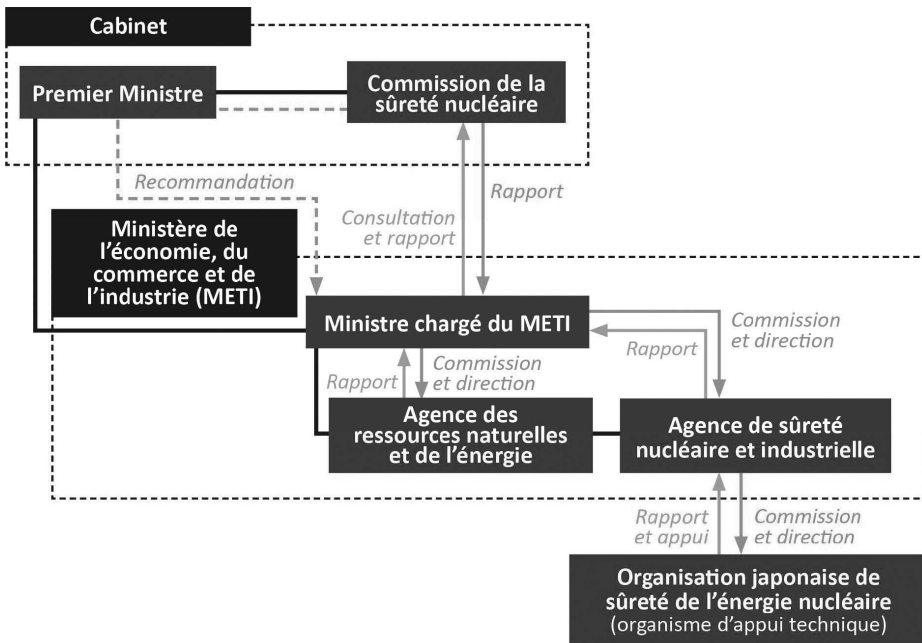


Figure 37.1. Place qu'occupait la NISA dans l'administration japonaise avant l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. AIEA (source « The Fukushima Daiichi Accident »).

37.4. Belgique⁹⁶⁵

37.4.1. Les centrales nucléaires en Belgique

En Belgique, sept réacteurs électronucléaires à eau sous pression sont exploités par le producteur d'électricité ENGIE Electrabel sur deux sites distincts :

- quatre réacteurs sur le site de Doel, à proximité d'Anvers (Flandre), au bord de l'Escaut :
 - Doel 1 et 2 sont des unités jumelles de 433 MWe chacune, mises en service en 1975,
 - Doel 3 est une unité de 1 006 MWe, mise en service en 1982,
 - Doel 4 est une unité de 1 039 MWe, mise en service en 1985 ;
- trois réacteurs sur le site de Tihange, à proximité de Liège (Wallonie), au bord de la Meuse :
 - Tihange 1 est une unité de 962 MWe, mise en service en 1975,
 - Tihange 2 est une unité de 1 008 MWe, mise en service en 1983,

965. Ce paragraphe a été rédigé par Marc Vincke et Pieter De Gelder, de l'organisme belge Bel V.

- Tihange 3 est une unité de 1 054 MWe, mise en service en 1985.

Pour tous les aspects liés à la sûreté nucléaire, les activités des exploitants concernés sont contrôlées par :

- l'Agence fédérale de contrôle nucléaire (AFCN – www.fanc.fgov.be/fr),
- Bel V, sa filiale technique (www.belv.be).

37.4.2. Éléments généraux concernant la conception des centrales électronucléaires belges

Les quatre unités les plus récentes présentent une spécificité d'importance pour les enseignements à tirer de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi : les agressions d'origine externe (naturelle ou induite par des activités humaines) ont été considérées dès leur conception selon une approche particulière. En plus du « premier niveau de protection », correspondant aux systèmes de sûreté « classiques », ces unités ont été pourvues d'un « deuxième niveau de protection ». Ce deuxième niveau de protection assure la protection contre les agressions d'origine externe (en particulier celles qui pourraient résulter d'activités humaines comme une chute d'avion, une explosion externe, un incendie de grande ampleur). Les bâtiments et les systèmes qui font partie de ce deuxième niveau de protection sont en conséquence conçus pour résister et rester opérationnels après ces agressions. Pour plusieurs aspects de sûreté, ce deuxième niveau de protection introduit une redondance et une diversité à l'égard du premier niveau de protection. Cela est par exemple le cas pour l'alimentation en eau des générateurs de vapeur, pour les alimentations électriques, pour le maintien de l'intégrité des joints des pompes primaires.

À l'époque de la conception des trois unités les plus anciennes, la réglementation était moins développée, et des modifications ont été apportées plus tard (lors des réexamens de sûreté décennaux) pour améliorer la protection contre les agressions d'origine externe.

Pour toutes les centrales en Belgique, les accidents avec fusion du cœur n'avaient pas été considérés lors de la conception. À nouveau, lors des réexamens de sûreté décennaux, des modifications ont été apportées pour améliorer la protection contre de tels accidents. Par exemple, toutes les centrales ont été équipées de recombineurs d'hydrogène autocatalytiques dans les bâtiments des réacteurs, pour prévenir des explosions d'hydrogène qui pourraient mettre en danger l'intégrité de l'enveloppe de confinement.

37.4.3. Tests de résistance et principaux enseignements

Comme dans les autres pays européens, l'exploitant des centrales nucléaires belges a réalisé des tests de résistance (*stress tests*) en 2011 afin d'évaluer la réponse de ses installations à différents scénarios extrêmes. Un plan d'actions d'améliorations en a résulté⁹⁶⁶, dont certaines ont été mises en place dès 2012.

966. BEST, pour BELgian Stress Tests.

Les installations concernées par les tests de résistance sont les sept réacteurs indiqués ci-dessus, ainsi que des installations associées comme les piscines d'entreposage du combustible⁹⁶⁷.

Quelques-uns des principaux aspects des évaluations effectuées et des améliorations décidées à l'issue des tests de résistance effectués pour les réacteurs électronucléaires sont développés ci-après. Des éléments spécifiques aux différentes centrales nucléaires et à l'état d'avancement du plan d'actions sont issus des publications de l'autorité de sûreté nucléaire belge⁹⁶⁸.

37.4.3.1. Amélioration de la protection des installations contre les agressions externes

Les agressions externes prises en compte dans les tests de résistance sont les séismes, les inondations et les phénomènes météorologiques, y compris extrêmes.

En Belgique, une période de retour de 10 000 ans en valeur moyenne a été retenue pour les évaluations et les améliorations de la conception relatives aux séismes et aux inondations d'origine externe; une même valeur a été retenue comme objectif pour les phénomènes météorologiques, dans la mesure où les données disponibles le permettent.

► Séismes

Afin d'évaluer le caractère adéquat du séisme de conception des réacteurs, une évaluation probabiliste préliminaire du risque sismique a été réalisée à l'occasion des tests de résistance. À la demande de l'autorité de sûreté nucléaire belge, une évaluation plus élaborée a été menée depuis lors, dont les résultats, approuvés par cette autorité, ont permis à l'exploitant de confirmer le caractère adéquat du séisme de conception retenu pour les sites de Doel et Tihange.

Dans le cadre des tests de résistance et d'une évaluation des marges sismiques (*seismic margin assessment*), un niveau de séisme extrême significativement plus élevé (jusqu'à 1,7 fois) que le niveau du séisme de conception des unités, en termes d'accélération maximale au niveau du sol a été retenu. Cette évaluation a permis de montrer que les structures, systèmes et composants nécessaires pour atteindre et maintenir un état d'arrêt sûr présentent un niveau de probabilité de résistance à ce niveau postulé de séisme jugé adéquat, à l'exception d'un nombre limité d'équipements mécaniques et électriques nécessitant des justifications complémentaires et, le cas échéant, des actions correctives qui ont toutes été réalisées.

967. Il est à noter que des tests de résistance similaires ont été réalisés dans les installations nucléaires belges autres que les centrales nucléaires.

968. Depuis 2012, l'autorité de sûreté nucléaire belge a rendu publics ses différents rapports actualisés sur le sujet; la version de mars 2019 est par exemple accessible par le lien <https://afcn.fgov.be/fr/system/files/2019-03-11-best-2018-final.pdf>.

► Inondations externes

À l'égard du risque d'inondation externe, le site de Doel présente l'avantage d'être surélevé. Les tests de résistance n'ont pas remis en cause le caractère adéquat de la conception de la protection de ce site contre ce risque. Quelques dispositions supplémentaires, comme des barrières de protection à l'entrée des bâtiments abritant des équipements importants pour la sûreté, ont cependant été prises à la suite de ces tests.

Les réexamens de sûreté décennaux des réacteurs du site de Tihange qui étaient en cours avant l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ont montré, sur la base d'une approche probabiliste, que ce site n'était pas protégé de manière adéquate contre les risques d'inondation externe: la période de retour moyenne de l'inondation de référence se situait entre 100 et 1 000 ans, soit bien en dessous de la valeur visée. En conséquence, l'exploitant a décidé en 2011 d'améliorer significativement la protection de ce site.

Les tests de résistance ont conduit à renforcer et à accélérer cette amélioration; les dispositions suivantes sont maintenant opérationnelles:

1. Une protection périphérique du site (voir la figure 37.2) correspondant à une inondation de référence réactualisée, de période de retour moyenne suffisante, constituée d'un mur, de dispositifs d'isolement des entrées d'eau et de moyens d'évacuation des eaux de refroidissement et d'égouts dans la Meuse.



Figure 37.2. Protection périphérique du site de Tihange. Centrale nucléaire de Tihange.

2. Des moyens supplémentaires fixes pour chaque unité (un générateur à moteur diesel de 6 kV abrité dans un bâtiment spécifique, des pompes d'appoint d'eau provenant de la nappe phréatique aux générateurs de vapeur, aux piscines

d'entreposage du combustible et au circuit primaire...); ils sont implantés au moins un mètre au-dessus du niveau défini par l'inondation de référence réactualisée et permettraient de faire face à une défaillance de la protection périphérique ou à une situation d'inondation extrême pour laquelle la protection périphérique n'est pas conçue.

3. L'amélioration et l'adaptation de la stratégie et de l'organisation du plan d'urgence interne, en particulier, à la demande de l'autorité de sûreté nucléaire belge, du système de pré-alerte et d'alerte d'inondation, qui repose sur une communication plus efficace avec l'autorité régionale de protection contre les inondations, avec signature d'une convention, et sur l'accès à un nombre plus élevé de mesures du débit et du niveau d'eau dans la Meuse.
4. Des dispositions de protection contre les risques qui pourraient résulter d'une inondation à l'intérieur des installations (du fait d'un incendie, d'une explosion), à la demande de l'autorité de sûreté nucléaire belge.

► Phénomènes météorologiques extrêmes

Les tests de résistance ont conduit à des actions de renforcement de la protection des sites et de leurs unités contre les risques liés aux pluies intenses, aux tornades, aux chutes de neige et à la foudre.

En particulier, l'autorité de sûreté nucléaire belge a demandé à l'exploitant d'évaluer la capacité des systèmes d'évacuation d'eau des sites de Doel et de Tihange à faire face à la fois à des pluies intenses de courte durée et à des pluies de longue durée définies à partir de données permettant la prise en compte d'une période de retour de 1 000 ans avec un haut degré de confiance.



Figure 37.3. Vue montrant les travaux de déviation du pertuis communal en amont du site de Tihange. Centrale nucléaire de Tihange.

À Doel, l'évaluation a montré que le site était protégé de façon adéquate contre le risque lié aux pluies intenses. À Tihange, le risque d'inondation interne du site par débordement du système d'évacuation des eaux a conduit à des améliorations majeures, consistant essentiellement à dévier vers la Meuse, en amont du site, le pertuis communal qui traversait originellement le site (voir la figure 37.3), et à modifier les points d'évacuation des eaux d'égouts du site dans la Meuse. La nécessité d'améliorations supplémentaires à apporter pour assurer une protection adéquate du site contre les risques liés aux pluies intenses a ensuite été évaluée, des campagnes d'inspections et des actions de maintenance des réseaux d'évacuation d'eaux ont été recommandées.

37.4.3.2. Amélioration de la protection des installations contre les pertes d'alimentations électriques ou de sources froides

En Belgique, les centrales nucléaires disposaient, avant l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, d'alimentations électriques et de sources froides diversifiées. On peut citer par exemple, outre des alimentations électriques externes doublées, des générateurs électriques de secours (et l'eau des fleuves):

- l'eau entreposée dans différents réservoirs sur les deux sites, ainsi que l'eau de nappes phréatiques ou de bassins ou lacs artificiels,
- le refroidissement par air de certains équipements (échangeurs de chaleur, tours à tirage forcé, générateurs à moteur diesel),
- la turbopompe du système d'alimentation auxiliaire d'eau des générateurs de vapeur (du premier niveau de protection) équipant chaque réacteur.

Le refroidissement des cœurs des réacteurs et des piscines d'entreposage du combustible pouvait dès lors être assuré dans différentes situations de pertes partielles de sources électriques ou de sources froides avec une autonomie typiquement de l'ordre de quelques semaines.

Les tests de résistance ont conduit à la décision de protéger les réacteurs belges contre des situations de probabilités encore plus faibles, comme la perte totale des sources électriques (aggravée par l'hypothèse d'un séisme plus important que celui qui a été retenu pour la conception) et la perte totale des sources froides. Cette décision a conduit à mettre en place des stratégies fondées sur des procédures et des moyens permettant de prévenir un accident de fusion du cœur dans de telles situations, qui sont maintenant opérationnelles. Certains aspects de ces stratégies sont génériques (comme des améliorations permettant d'utiliser de manière fiable les mesures de niveau d'eau dans les piscines d'entreposage du combustible dans les situations à couvrir), d'autres aspects de ces stratégies pouvant différer en fonction de conditions spécifiques.

La stratégie développée pour le site de Doel repose sur l'utilisation de générateurs mobiles à moteur diesel et de pompes mobiles, entreposés dans un bâtiment d'entreposage construit à cet effet et résistant aux agressions externes prises en compte

dans les tests de résistance. Un nouveau camion incendie multifonctionnel peut également jouer le rôle de pompe mobile. Les générateurs mobiles à moteur diesel peuvent être connectés à des tableaux électriques 380 V existants, pour alimenter les équipements de sûreté existants indispensables aux stratégies mises en place (contrôle-commande, compresseurs, vannes). Dans cette stratégie, les pompes mobiles permettent à chaque unité concernée d'alimenter en eau, provenant de bassins artificiels, le circuit d'alimentation d'ultime secours des générateurs de vapeur (deuxième niveau de protection), le circuit primaire, le circuit d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement et les piscines d'entreposage du combustible, au moyen de flexibles et de points de connexion à des tuyauteries fixes.

La stratégie développée pour le site de Tihange repose essentiellement sur l'utilisation d'équipements fixes, existants ou nouveaux. Dans chaque unité concernée, un nouveau générateur à moteur diesel de 6 kV, abrité dans un bâtiment spécifique (aussi prévu pour la protection contre les risques d'inondation externe), est connecté à des tableaux électriques de 6 kV existants, permettant d'alimenter les équipements de sûreté existants indispensables aux stratégies mises en place (pompes, contrôle-commande, compresseurs, vannes), au moyen d'un réseau complémentaire fixe de 6 kV (comportant cellules, câbles, disjoncteurs). Les pompes existantes ainsi alimentées assureraient l'alimentation en eau de nappe des générateurs de vapeur et des moyens de refroidissement des piscines d'entreposage du combustible, ainsi que les appoints au circuit primaire à partir de réservoirs d'eau borée existants. Les modalités précises (choix des circuits, pompes et réservoirs) varient d'une unité à l'autre. Dans la situation de perte totale des sources froides, les nombreux réservoirs disponibles fourniraient l'eau nécessaire à la stratégie en lieu et place de l'eau de nappe, supposée perdue. Des spécificités de conception (par exemple, la position de sécurité fermée de la plupart des vannes à air comprimé de la turbopompe d'eau alimentaire de secours) peuvent nécessiter des mesures spécifiques (comme, pour l'exemple cité ci-dessus, l'installation d'un nouveau réservoir d'air comprimé fixe pour alimenter à court terme le circuit d'air comprimé existant).

37.4.3.3. Amélioration des plans d'urgence internes

Les plans d'urgence internes de l'exploitant étaient initialement conçus pour gérer un événement de conception affectant une seule unité. À l'occasion des tests de résistance, l'exploitant a estimé qu'il était nécessaire d'étendre cette organisation à la gestion d'événements hors conception pouvant affecter plusieurs unités d'un même site. L'adaptation de l'organisation qui en a résulté (cellule centralisée de support aux deux sites, nouveaux rôles, documentation) a intégré notamment de nouveaux moyens logistiques (infrastructure de crise supplémentaire hébergée dans un camion mobile et pouvant être déployée en cas d'événement sur l'un des deux sites, appels à des contractants extérieurs), l'amélioration et la diversification des moyens de communication, des moyens additionnels de mesure et de calcul de la dispersion de radionucléides, une meilleure maîtrise de l'entreposage des équipements de radioprotection, des moyens supplémentaires facilitant l'intervention sur un site contaminé, et l'harmonisation entre les sites des exercices de plans d'urgence.

37.4.3.4. Amélioration de la gestion des accidents de fusion du cœur

Les tests de résistance ont comporté une réévaluation de scénarios conduisant à des accidents avec fusion du cœur. Ils ont conduit à identifier des actions permettant de réduire davantage les conséquences radiologiques qui pourraient en résulter. Parmi celles-ci, la principale disposition décidée à cette occasion a été l'installation d'événements filtrés dans toutes les unités belges (voir la figure 37.4). Les événements filtrés ont pour objectifs de protéger l'enclume de confinement, par un ou des évenagements successifs, contre le risque d'une rupture associée aux scénarios d'accidents avec fusion du cœur conduisant à une élévation de sa pression interne, et de limiter par filtration les conséquences radiologiques qui résulteraient des évenagements effectués.



Figure 37.4. Installation du filtre à Tihange 3. Centrale nucléaire de Tihange.

37.5. États-Unis

Les États-Unis disposent (situation en 2020⁹⁶⁹) d'un parc électronucléaire de 97 réacteurs à eau légère en fonctionnement, composé de 65 réacteurs du type à eau sous pression (PWR) et de 32 réacteurs du type à eau bouillante (BWR).

969. Source: Wikipedia, Nuclear power in the United States.

Deux aspects du retour d'expérience mené aux États-Unis à la suite de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi sont résumés⁹⁷⁰ ci-après de façon succincte; l'un concerne la réglementation américaine en matière de sûreté nucléaire, l'autre concerne l'initiative prise par les exploitants, dénommée FLEX, qui offre des similitudes avec la FARN mise en place par Électricité de France pour le parc électronucléaire français.

► Réflexions et actions en matière de réglementation américaine

Le 12 juillet 2011, l'U.S.NRC, autorité de sûreté nucléaire américaine, a publié un document intitulé «Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century». Ce rapport présente une première analyse effectuée par la Near-term Task Force (NTTF) créée au lendemain de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. L'objectif de cette analyse était de mettre rapidement en évidence d'éventuels besoins d'amélioration de la réglementation américaine et de faire, à la lumière de l'accident, des recommandations à l'U.S.NRC.

L'approche de la sûreté des centrales électronucléaires aux États-Unis s'appuie, depuis les années 1980, sur un ensemble d'événements à considérer pour le dimensionnement des réacteurs (*Design Basis Accidents – DBA*), avec des éléments additionnels pour des événements au-delà du domaine du dimensionnement (*Beyond Design Basis Accidents – BDBA*). Par ailleurs, sans que soient mis en œuvre des réexamens périodiques de sûreté tels que ceux qui sont menés dans d'autres pays – comme la France –, une démarche visant l'amélioration de la sûreté des centrales est adoptée au fur et à mesure que se posent de nouvelles questions⁹⁷¹; le paragraphe 30.6.1 du présent ouvrage mentionne des sujets génériques (*generic issues*) traités au fil du temps.

L'analyse de la Task Force s'est intéressée à l'ensemble de la structure réglementaire de l'U.S.NRC; toutefois, compte tenu du fait que l'origine de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi est la survenue d'événements naturels extrêmes (d'une ampleur très supérieure à celle qui avait été retenue pour le dimensionnement), l'analyse s'est tout particulièrement attachée à étudier, d'une part la façon dont la réglementation américaine traitait la protection des installations à l'égard des phénomènes naturels, d'autre part la façon dont les événements au-delà du dimensionnement étaient considérés par l'U.S.NRC.

Les conclusions de l'analyse ont mis en évidence les principaux points suivants:

- les événements naturels sont pris en compte pour la conception des centrales dans le cadre du règlement 10 CFR⁹⁷² Part 50 Appendix A; au cours de l'exploitation de ces centrales, l'U.S.NRC peut être amenée à diffuser différents types

970. De nombreux documents et «sources» d'information ont été rendus publics sur des sites internet.

971. Voir à cet égard le document de l'AIEA «Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants: Experience of Member States», Annexe IV «Alternative approach to PSR», IAEA-TECDOC-1643, 2010.

972. *Code of Federal Regulations*.

de documents relatifs à la prise en compte des risques associés aux agressions naturelles, par exemple sous forme de *Unresolved Safety Issues* (comme en 1980 concernant la qualification au séisme de certains matériels électriques), de *Generic Safety Issues* (comme en août 2010 concernant la prise en compte des inondations pouvant résulter de la rupture d'un barrage) ou de *Regulatory Guides* explicitant des moyens de satisfaire à des exigences réglementaires sur certains sujets précis... Les suites données aux préconisations de ces différents documents sont variables étant donné que, après la mise en service de leurs installations, les exploitants ne sont pas toujours dans l'obligation de transmettre à l'U.S.NRC les résultats de leurs analyses – il en résulte des différences notables entre installations sur la prise en compte des agressions externes naturelles, notamment en fonction de la date de mise en service des installations;

- des exigences en termes d'événements de typebdba à considérer sont précisées pour certains cas spécifiques dans des documents particuliers; cela est par exemple le cas de la situation de perte totale des sources électriques externes et internes (*Station Black-Out*⁹⁷³ – SBO) pendant une durée de quatre à huit heures (règle du 10 CFR 50.63);
- pour les réacteurs en exploitation en 2011, la mise en œuvre de dispositions de gestion des accidents graves est laissée à l'initiative des exploitants, sans qu'un examen des documents associés ne soit fait par l'U.S.NRC; pour de nouveaux réacteurs, des exigences ont été définies dans les règles 10 CFR 52.47 (2009) et 10 CFR 52.79 (2011).

Ainsi, le traitement des différents sujets apparaissait très variable en termes de type d'exigences, de traitement par les exploitants et d'analyse effectuée par l'U.S.NRC. Face à ce constat de traitement hétérogène, la Task Force a estimé que la structure du corpus réglementaire américain méritait d'être améliorée.

Concernant le domaine desbdba, la Task Force a insisté sur le fait qu'une approche – s'appuyant éventuellement sur des éléments probabilistes – devait permettre de mieux faire face à des situations très improbables mais susceptibles de conduire à des conséquences radiologiques importantes.

Dans l'optique d'une recherche d'un renforcement de la défense en profondeur, la Task Force a fait 12 recommandations visant à faire évoluer le référentiel réglementaire américain, notamment pour ce qui concerne les événements pouvant résulter d'agressions naturelles, la limitation des conséquences des accidents et la préparation à la gestion des situations de crise.

Au plan général, la Task Force a recommandé:

- de clarifier la structure réglementaire,

973. Cette situation correspond à la perte des sources électriques externes et des groupes électrogènes principaux. Les batteries et les autres groupes électrogènes sont supposés disponibles.

- de renforcer la surveillance de la capacité des exploitants à maintenir la sûreté de leurs installations, en prêtant une attention particulière aux exigences associées à la mise en œuvre du concept de défense en profondeur.

Au plan technique, les recommandations de la Task Force ont été les suivantes :

Assurer la protection des installations

1. Demander aux exploitants de réévaluer les séismes et les inondations retenues pour le dimensionnement des installations et de renforcer leur protection si nécessaire (la figure 37.5 montre une inondation de grande ampleur survenue en 2011 sur le site d'une centrale américaine).
2. À plus long terme, évaluer les possibilités d'amélioration de la prévention ou de la maîtrise des feux et des inondations pouvant résulter d'un séisme.



Figure 37.5. Au mois de juin 2011, une crue du Missouri a entraîné l'inondation de la centrale de Fort Calhoun aux États-Unis. Nati Harnik/AP/SIPA.

Améliorer la limitation des conséquences des situations accidentelles

3. Renforcer les exigences en matière de capacité de gestion d'une situation de *station black-out* dans les conditions des agressions externes considérées dans le domaine DBA et à considérer dans le domaine BDBA.
4. Installer sur les BWR des types Mark I et Mark II des moyens d'éventage robustes et fiables, utilisables même en cas de perte totale et prolongée des alimentations électriques.
5. À l'occasion de « revues de sûreté » de l'U.S.NRC prévues à plus long terme, prendre en compte les éventuelles nouvelles connaissances acquises sur les

possibilités de contrôle de la présence d'hydrogène et des risques associés à l'intérieur des bâtiments des réacteurs ou dans d'autres bâtiments, au fur et à mesure que des éléments plus précis seront disponibles quant aux événements survenus à la centrale de Fukushima Daiichi.

6. Améliorer les possibilités d'appoint d'eau dans les piscines d'entreposage des combustibles usés, ainsi que l'instrumentation de ces piscines.
7. Renforcer les capacités de « réponse » des sites (*on-site emergency response*) et les prendre en compte dans les procédures d'urgence, les guides de gestion des accidents graves...

Renforcer la préparation à la gestion de situations d'urgence

8. Prendre en compte dans les plans d'urgence des installations les pertes de longue durée des alimentations électriques et la possibilité d'événements affectant plusieurs installations d'un même site.
9. En vue de « revues de sûreté » prévues à plus long terme, définir les sujets additionnels à considérer pour la gestion des situations d'urgence en cas de perte de longue durée des alimentations électriques ou d'événements affectant plusieurs installations d'un même site.
10. Pour ces revues, poursuivre l'analyse concernant les besoins de gestion de crise en termes de prise de décision, de mesure des ambiances radiologiques et de formation du public à proximité des centrales nucléaires (en matière de sûreté et de radioprotection).

L'U.S.NRC a donné suite à ces recommandations sous différentes formes: des prescriptions (*orders*) ou des demandes d'information adressées aux exploitants, des évolutions de la réglementation, un examen de sujets à plus long terme par l'U.S.NRC. Les sujets à traiter dans le cadre d'une évolution de la réglementation américaine étaient, selon les propositions de la Task Force:

- la mise en place de réévaluations périodiques des aléas à considérer,
- la prise en compte des phénomènes induits par ces aléas (par exemple les incendies et les inondations),
- la gestion des situations de perte de longue durée des sources électriques (de type *Station Black-Out*),
- la protection des enceintes de confinement en cas de surpression interne (éventage),
- les risques d'explosion d'hydrogène,
- les piscines d'entreposage des combustibles usés,
- la gestion de crise en cas d'événements affectant simultanément plusieurs installations d'un même site (réacteurs et piscines), notamment en cas de perte durable des sources électriques.

Ces sujets ont été regroupés par l'U.S.NRC au mois d'octobre 2011 en trois ensembles de priorités décroissantes, dénommés Tier 1, Tier 2 et Tier 3 – les sujets du Tier 1 étant à traiter sans attendre. Il est tout particulièrement à noter que :

- les opérations suivantes ont été engagées dans le cadre du Tier 1 : le renforcement de l'autonomie des centrales en cas de *Station Black-Out* de longue durée (*order*), la mise en place de moyens robustes et fiables d'éventage des enceintes de confinement des réacteurs à eau bouillante de types Mark I ou Mark II (*order*), la mise en place d'une instrumentation fiable de mesure du niveau d'eau dans les piscines d'entreposage de combustibles usés (*order*), une réévaluation de la robustesse des centrales aux séismes et aux inondations, assorties de *walk-downs*⁹⁷⁴ pour identifier et corriger les éventuelles faiblesses, l'évaluation et le renforcement éventuel des moyens de gestion de situations d'urgence (effectifs humains, informations disponibles pour les équipes amenées à gérer de telles situations) en cas d'événement affectant plusieurs réacteurs d'un même site ;
- les réévaluations périodiques (décennales) des aléas externes (par une évolution de la réglementation) sont retenues notamment dans le cadre du Tier 3.

Outre l'U.S.NRC, d'autres organismes ou associations ont mené ou se sont impliqués aux États-Unis dans le retour d'expérience de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ; on peut citer ici le Nuclear Energy Institute (NEI), ou encore l'American Society of Mechanical Engineers (ASME) qui a produit en 2012 un document intitulé « Forging a New Nuclear Safety Construct » qui inclut notamment des commentaires sur la structure réglementaire du domaine nucléaire aux États-Unis.

► Initiative prise par les exploitants américains : la stratégie FLEX

C'est une structure de coordination des industriels américains, le Fukushima Response Steering Committee, qui a développé le concept FLEX. Cette structure comprenait des représentants d'électriciens américains, du Nuclear Energy Institute (NEI), de l'Institute of Nuclear Operations (INPO) et de l'Electric Power Research Institute (EPRI). Ses membres ont travaillé pendant un an de façon à s'assurer que les enseignements de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi étaient bien tirés, compris et intégrés dans les différents plans d'améliorations. Dès le mois de janvier 2012, a été présenté à l'U.S.NRC un ensemble de dispositions constituant la stratégie FLEX (*diverse and flexible coping strategies*), pour tenir compte des difficultés majeures rencontrées à la centrale de Fukushima Daiichi, concernant de façon générale les alimentations électriques des installations et leur refroidissement (source froide). Les dispositions de la stratégie FLEX (voir la figure 37.6), prévues pour répondre aux demandes formulées par l'U.S.NRC (pour l'essentiel dans le cadre du Tier 1), constituent

974. Il s'agit de vérifications menées dans les installations sur la base par exemple d'observations visuelles et de jugements d'ingénieur, au regard des spécifications de conception, des plans et des exigences de sûreté de l'installation concernée. Des guides existent sur ce sujet, tels que ceux diffusés en 2012 par l'Electric Power Research Institute (EPRI) ou le Nuclear Energy Institute (NEI) pour des *walk-downs* à mener aux États-Unis après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.

un complément à un certain nombre de dispositions mises en place après les attaques du 11 septembre 2001 sur les tours du World Trade Center à New York.

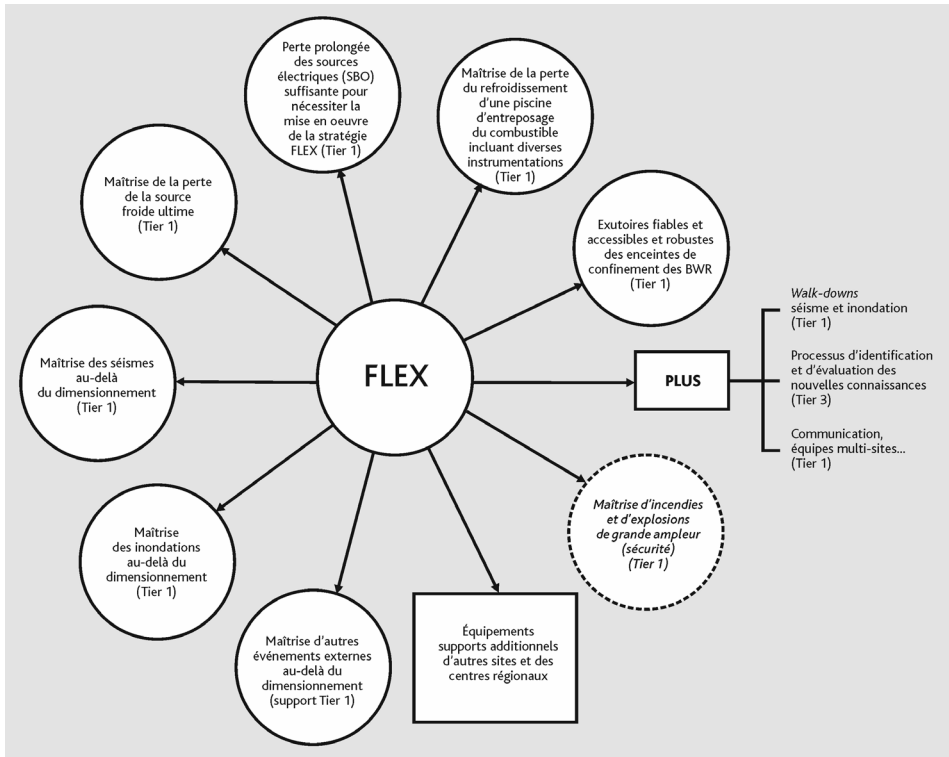


Figure 37.6. Schématisation de la stratégie FLEX (document NEI 12-06). IRSN.

La stratégie FLEX repose sur les équipements propres aux installations, sur des équipements mobiles présents sur les sites et sur des équipements entreposés en dehors des sites. Elle a fait l'objet du document NEI 12-06 d'août 2012 et a été jugée acceptable par l'U.S.NRC⁹⁷⁵, après quelques clarifications. La mise en place des dispositions correspondantes a alors pu être engagée, dès 2012 (achèvement fin décembre 2016).

Le document NEI 12-06 prévoyait que chaque exploitant devait déterminer les dispositions précises qu'il mettrait en oeuvre dans le cadre de la stratégie FLEX en fonction des caractéristiques propres des sites et de ses installations, notamment en matière d'agressions externes et des niveaux de protection correspondants, y compris au-delà du domaine des DBA (agressions extrêmes) ; l'analyse devait prendre en considération, outre les séismes et les inondations externes, des agressions telles que les ouragans, les tornades, des températures extrêmes.

975. Voir le document « Interim Staff Guidance JLD-ISG-2012-01 – Order Modifying Licenses with Regard to Requirements for Mitigation Strategies for Beyond-Design-Basis External Events ».

Cependant sans attendre, des équipements mobiles, à usages multiples, ont très rapidement été installés dans des endroits « sécurisés » (groupes électrogènes, batteries et chargeurs de batteries, compresseurs, pompes...), en particulier dans deux centres régionaux – dénommés SAFER⁹⁷⁶ *response centers*, localisés à Memphis (Tennessee) et à Phoenix (Arizona) – capables d’apporter un support dans un délai de 24 heures. Chaque centre régional dispose de cinq ensembles similaires d’équipements, quatre d’entre eux étant prêts en permanence de façon à pouvoir, si nécessaire, être dépêchés dans n’importe quelle centrale nucléaire des États-Unis. Ces équipements font l’objet d’essais périodiques.

976. *Strategic Alliance for FLEX Emergency Response.*