

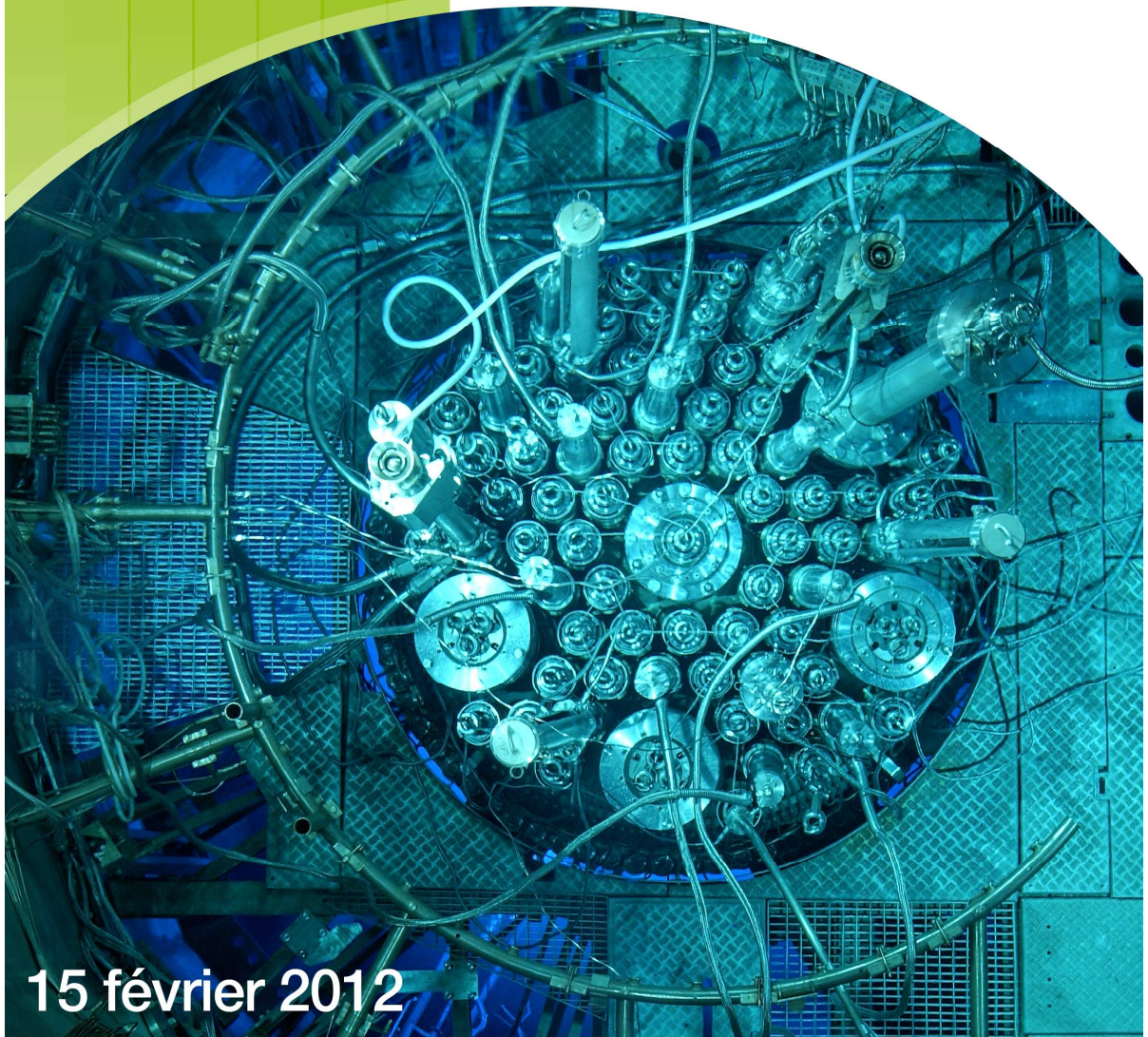
BELGIAN STRESS TESTS



agence fédérale de contrôle nucléaire

Tests de résistance belges

Rapport National de Suivi
pour les autres établissements
de classe I (hors centrales
nucléaires)



15 février 2012

1. Introduction

Suite à l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima en mars 2011, le Conseil européen a annoncé que la sûreté de toutes les centrales nucléaires européennes devait être vérifiée sur base d'un test de résistance (« stress test »).

Ce programme de tests de résistance a pour but de réévaluer les marges de sûreté dont disposent les installations nucléaires européennes en cas d'événements naturels extrêmes, en vue d'en tirer les leçons qui s'imposent.

De surcroît, la Belgique a élargi la portée de ces évaluations à d'autres menaces potentielles liées aux activités humaines (gaz toxiques et explosifs, ondes de choc), ainsi qu'à d'autres actes malveillants (cyber-attaque, chute d'avion), dans le but de disposer d'un bilan plus complet de la sûreté des installations belges.

Tout comme les centrales nucléaires, **les autres établissements belges de classe I** encore en exploitation devront, à la demande du parlement belge, également subir un test de résistance. Il s'agit plus spécifiquement des installations suivantes :

- le Centre d'Etude nucléaire (SCK•CEN) à Mol;
- Belgoprocess à Mol-Dessel;
- l'Institut des Radio-éléments (IRE) à Fleurus ;
- le Bâtiment de traitement des déchets et effluents (WAB) sur le site de la centrale nucléaire de Doel ;
- la Franco-Belge de Fabrication du Combustible (FBFC) à Dessel ;
- l'Institut des Mesures et Matériaux de Référence (IRMM) à Geel.;

A partir notamment des spécifications du test de résistance prévu pour les centrales nucléaires, l'Agence fédérale de Contrôle nucléaire (AFCN) a établi, le 22 juin 2011, une nouvelle spécification pour le test de résistance auquel doivent se soumettre les autres établissements de classe I. Tant la portée que le calendrier de ce test de résistance ont été adaptés. En ce qui concerne le calendrier, il a été prévu que les rapports sur ce test de résistance seraient essentiellement dressés en 2012. Ces spécifications sont disponibles sur le site web de l'AFCN.

Conformément à ces spécifications, le programme belge des tests de résistance pour les établissements de classe I autres que les centrales nucléaires consiste en deux phases successives:

- 1^{ère} phase : Les exploitants effectuent les tests de résistance et doivent remettre un rapport d'avancement (échéance : le 15 décembre 2011) et un rapport final (échéance : le 30 juin 2012) dans lesquels ils répondent aux questions posées dans les spécifications des tests de résistance et dans lesquels ils expliquent comment réagirait l'installation dans différentes situations et quelles sont les mesures qu'ils pourraient prendre pour renforcer plus encore la sûreté des installations.
- 2^e phase : L'Autorité de sûreté nucléaire nationale (AFCN et Bel V) évalue ces rapports quant à leur contenu et à la mise en œuvre du test et elle statue sur les résultats. Sur base de cette évaluation, elle établit un rapport national d'avancement (échéance : 15 février 2012), ainsi qu'un rapport final (échéance : 30 octobre 2012).

Une réunion des parties prenantes entièrement consacrée à ce test de résistance a été organisée le 12 août 2011 par l'AFCN au profit de tous les établissements de classe I concernés. A cette occasion, des informations détaillées furent données sur la portée et le calendrier du test de résistance, sur les attentes de l'AFCN ainsi que sur la méthodologie à suivre lors de l'exécution des tests de résistance au sein des établissements autres que les centrales.

Dès le début d'octobre 2011, des réunions de démarrage ont été organisées entre l'AFCN, Bel V et chacun des exploitants afin de discuter du début des tests de résistance consacrés à l'établissement en question.

A la demande de l'AFCN, tous les exploitants concernés ont remis, pour le 15 novembre 2011, une note de méthodologie décrivant l'approche générale appliquée lors du test de résistance. Cette note de méthodologie a été analysée par l'AFCN et Bel V qui ont transmis un feedback à chaque exploitant concerné. Afin de garantir la cohérence entre les rapports finaux des différents exploitants nucléaires, l'AFCN a établi une table des matières de référence que doit respecter le rapport final à rendre pour le 30 juin 2012 (voir annexe 1).

L'AFCN a reçu, le 15 décembre 2011, les rapports d'avancement officiels rédigés par les exploitants de ces établissements nucléaires. Ces rapports d'avancement comportent pour chaque exploitant une description de leur méthodologie, de leur organisation et de l'état d'avancement du test de résistance, mais ils ne comportent **pas encore de résultats intermédiaires**.

En collaboration avec Bel V, sa filiale technique, l'AFCN a analysé ces rapports d'avancement des exploitants et elle a consigné ses conclusions dans le présent **rapport national d'avancement**. Le présent rapport dresse pour chaque exploitant un aperçu des aspects suivants :

- Le champ du test de résistance (quelles installations sont reprises par l'exploitant dans le test de résistance ?) ;
- L'organisation et les ressources ;
- Les éventuelles actions déjà entreprises à court terme ;
- La méthodologie du test de résistance ;
- Une proposition de table des matières pour le rapport final.

Lors de cette évaluation des rapports d'avancement, l'AFCN a porté une attention particulière à la cohérence de l'approche retenue par les différents exploitants nucléaires concernés par ces tests de résistance, eu égard à la grande diversité des types d'installations nucléaires.

Comme déjà écrit, les futures dates importantes dans le cadre du test de résistance des établissements nucléaires de classe I autres que les centrales nucléaires sont les suivantes:

- Remise des rapports finaux des exploitants : 30 juin 2012 ;
- Publication du rapport national final de l'AFCN et de Bel V : 30 octobre 2012.

L'AFCN et Bel V, sa filiale technique, continueront de suivre de près l'avancement du programme des tests de résistance au cours de ces prochains mois.

Ce rapport est disponible sur le site web de l'AFCN (<http://www.fanc.fgov.be>).

Photo première page : copyright SCK•CEN

2. Tests de résistance des différents exploitants : état des lieux

*Afin de produire un rapport national d'avancement autoportant, les informations pertinentes présentées par chaque exploitant dans son rapport d'avancement sont d'abord rappelées (champ d'application, organisation, méthodologie, table des matières du rapport final). L'évaluation et les conclusions de l'Autorité de sûreté (AFCN et Bel V) sont indiqués en caractères **gras**.*

2.1. SCK•CEN (Mol)

Le rapport d'avancement du SCK•CEN (réf. IDPBW/FVE/BMA/2011/1834) du 15 décembre 2011 prend en compte les remarques faites par l'Autorité de sûreté sur la note de méthodologie du 15 novembre.

Introduction

Le Centre d'Etude de l'Energie Nucléaire (SCK•CEN), créé en 1952, est une Fondation d'Utilité Publique, sous la tutelle du ministre fédéral belge ayant l'énergie dans ses attributions. Le SCK•CEN est un établissement de classe I qui a pour tâche de maintenir un centre d'excellence ayant trait à l'énergie nucléaire et aux radiations ionisantes. Ses missions principales sont :

- la recherche relative aux aspects de sûreté, de gestion des déchets, de protection de l'homme et de l'environnement, de gestion des matières fissiles et autres matières stratégiques et des implications sociales dans une perspective de développement durable ;
- le développement, le rassemblement et la diffusion de la connaissance scientifique, technique et technologique nécessaire par la formation et la communication ;
- la prestation de services à l'industrie nucléaire, le secteur médical et les pouvoirs publics.

Le site du SCK•CEN, d'une superficie totale de plus de 600 hectares, est situé en grande partie à Mol-Donk. Il comprend plusieurs réacteurs nucléaires d'essai ou de recherche (BR1, BR2, VENUS), des installations pour la manipulation de combustible nucléaire et matériaux hautement radioactifs, des laboratoires de radiochimie, un laboratoire souterrain pour la recherche dans le domaine du stockage géologique des déchets radioactifs, des installations d'entreposage de combustibles et bien d'autres installations, dont certaines en démantèlement comme le réacteur BR3.

Le SCK•CEN compte aujourd'hui plus de 600 collaborateurs.

Périmètre de l'étude

Les installations entrant dans le champ des tests de résistance sont :

- le réacteur BR1 et son entreposage de combustible : un réacteur d'essai fonctionnant à l'uranium métallique naturel, refroidi à l'air et modéré au graphite d'une puissance thermique nominale de 4 MW ;
- le réacteur BR2 et son entreposage de combustible : un réacteur d'essai de matériaux fonctionnant à l'uranium hautement enrichi, refroidi et modéré à l'eau sous pression (1.2 MPa) d'une puissance thermique nominale de 120 MW ;
- le réacteur VENUS et son entreposage de combustible : un réacteur de recherche à « puissance nulle » pouvant fonctionner avec un cœur thermique ou rapide (expérience GUINEVERE) ;
- le laboratoire pour haute et moyenne activité (LHMA) : un ensemble de cellules blindées, de boîtes à gants et hottes ventilées utilisées pour la recherche sur les combustibles nucléaires et les matériaux irradiés ;
- le laboratoire de radiochimie (SCH) avec son installation de manutention du plutonium ;
- le bâtiment de calibration (KAL) : des irradiateurs pour la calibration des appareils de mesure ;
- le bâtiment « centrale buffer zone » (CBZ) : rassemblement et entreposage temporaire des déchets radioactifs non conditionnés du SCK•CEN.

La justification de la sélection des bâtiments sera détaillée dans le rapport final.

Bien que non mentionnés explicitement, les bâtiments et installations auxiliaires participant à la disponibilité d'une fonction de sûreté pour les bâtiments susmentionnés seront également considérés dans le rapport final.

Actions à court terme

Les tests de résistance sont basés sur l'état des installations du SCK•CEN au 30 septembre 2011. Aucune amélioration à court terme (« quick-wins ») consécutive à l'accident Fukushima Daiichi, pouvant être opérationnelle avant cette date, n'a été identifiée.

Organisation

Une structure projet a été mise en place au SCK•CEN et comprend un comité de pilotage, un groupe de coordination et des groupes de travail. Elle utilise au maximum les compétences internes, et fait appel à la consultance extérieure pour certains domaines spécifiques.

Le comité de pilotage comprend la Direction Générale, les directeurs d'instituts, le chef du contrôle physique et le coordinateur des tests de résistance. Il effectue le suivi de l'avancement du projet, effectue les arbitrages nécessaires à sa conduite et procède à l'évaluation des résultats.

Le groupe de coordination est composé du coordinateur des tests de résistance et du chef du contrôle physique. Il est chargé de la conduite opérationnelle du projet, des relations avec l'Autorité de sûreté et de la rédaction du rapport final. Il rapporte au comité de pilotage.

Trois types de groupe de travail (GT) dont la composition est variable ont été définis par le comité de pilotage :

- sept GT spécifiques à chaque installation faisant partie du périmètre de l'étude ;
- cinq GT de support technique (p.e. « accident management »);
- huit GT dédiés aux événements initiateurs.

L'Autorité de sûreté estime que l'organisation mise en place par le SCK•CEN pour la réalisation des tests de résistance est satisfaisante.

Méthodologie

La méthodologie générale adoptée par le SCK•CEN est la suivante :

- établir la liste des installations concernées : la justification de la sélection des bâtiments sera détaillée dans le rapport final ;
- déterminer, parmi les trois fonctions fondamentales de sûreté (contrôle de la criticité, confinement de la radioactivité, refroidissement de la matière radioactive), celles qui sont pertinentes pour chaque installation et identifier les structures, systèmes et composants assurant ces fonctions : la non pertinence d'une fonction fondamentale de sûreté sera justifiée dans le rapport final de l'exploitant;
- établir une liste (parmi ceux donnés dans les spécifications des tests de résistance) des événements initiateurs imaginables pour le site de Mol-Donk et déterminer leur importance ;
- évaluer l'impact des événements sur les fonctions de sûreté, identifier les points faibles et mettre en évidence les « effets de falaise » ;
- identifier les moyens de maintenir les fonctions fondamentales de sûreté tenant compte des événements initiateurs ;
- évaluer les conséquences de la perte séquentielle postulée des alimentations électriques et du refroidissement ultime en identifiant les points faibles et les « effets de falaise » ;
- évaluer la gestion des accidents graves et les mesures d'intervention d'urgence en identifiant les points faibles et les « effets de falaise » ;

- définir un plan d'action basé sur l'identification de tous les points faibles relevés dans l'analyse pour améliorer la robustesse des fonctions de sûreté (prévention) et la gestion des accidents graves (mitigation).

Ces considérations mèneront à la définition des différents scénarios qui seront étudiés et décrits dans le rapport final. L'ensemble des scénarios à considérer a priori est repris dans la table des matières fournie par l'Autorité de sûreté (voir annexe 1). Il appartient à l'exploitant de justifier, dans le rapport final, la non pertinence d'un scénario en tenant compte de la spécificité de l'installation et du risque associé.

Plusieurs scénarios ont déjà été considérés comme pertinents :

- séisme : approche de type « seismic margin review » s'appuyant sur les données les plus récentes fournies par l'Observatoire Royal de Belgique (pour les réacteurs BR1 et BR2, il s'agit d'une révision d'études récentes).
- inondation : introduction d'un « review level flood » causé par la plus forte pluie concevable sur le site tombant sur un sol imperméable. Le caractère conservatif du choix de la forte pluie parmi les causes possibles d'inondation (rivières, rupture d'une digue, etc.) sera justifié dans le rapport final.
- incendie de forêt ou feu de brousse : ce sujet a été examiné une première fois dans la révision décennale de sûreté (site situé en bordure de forêt) et plusieurs mesures matérielles et organisationnelles ont été prises ou sont planifiées. L'élimination de certaines zones boisées est envisagée ;
- événements naturels extrêmes : chutes importantes de neige, vents violents, tornades, grêle, gel, foudre ;
- événements extrêmes induits par l'homme : chute d'avion, gaz toxiques ou explosifs, « cyber attaque » ;
- perte séquentielle postulée des alimentations électriques ;
- perte séquentielle postulée du refroidissement ultime : seules les installations pour lesquelles cette fonction fondamentale de sûreté est pertinente seront considérées. Ce dernier point sera justifié dans le rapport final ;
- combinaison de perte des alimentations électriques et perte du refroidissement ultime ;
- gestion des accidents graves.

Les données concernant les phénomènes naturels seront fournies par l'Observatoire Royal de Belgique.

La méthodologie suivie par le SCK•CEN et décrite dans le rapport d'avancement est conforme aux spécifications de l'Autorité de sûreté.

Table des matières du rapport final

Le rapport final de l'exploitant sera rédigé en respectant la structure (voir la table des matières standard pour le rapport final stress test en annexe 1) fournie par l'Autorité de sûreté.

2.2. Belgoprocess (Dessel-Mol)

Le rapport d'avancement de Belgoprocess (réf. VEM/2011-03250 et VEM/2011-03765 pour l'addendum) du 15 décembre 2011 prend en compte les remarques faites par l'Autorité de sûreté sur la note de méthodologie du 15 novembre.

Introduction

Fondée en 1984, Belgoprocess est une société anonyme ayant son siège social à Dessel. Depuis 1986, il est une filiale de l'Organisme National des Déchets Radioactifs et des matières Fissiles enrichies (ONDRAF). L'ONDRAF est un organisme chargé de missions d'intérêt public placé sous la tutelle du Ministère des Affaires économique. Belgoprocess est un établissement de classe I et est organisé en 2 sites :

- Le site 1, établi sur environ 55 ha dans la commune de Dessel, fut construit sur le site de l'ancienne société Eurochemic, usine expérimentale de retraitement destinée au recyclage du combustible nucléaire usé ;
- Le site 2, situé dans la commune de Mol sur une superficie d'environ 12 ha, a été cédé par le SCK•CEN en 1989. Il s'agissait précédemment du département de traitement des déchets du SCK•CEN.

Les activités principales de Belgoprocess, définies par l'ONDRAF, sont :

- le traitement des déchets radioactifs produits en Belgique ;
- l'entreposage temporaire des déchets conditionnés en attente de mise en dépôt définitif ;
- l'expertise dans le domaine du dépôt définitif des déchets ;
- le démantèlement d'installations nucléaires.

Belgoprocess compte aujourd'hui 300 collaborateurs.

Périmètre de l'étude

Les installations entrant dans le champ des tests de résistance sont, pour le site 1 :

- bâtiment 103X : utilisé momentanément pour l'entreposage temporaire de déchets nucléaires ;
- bâtiment 108X : traitement d'eaux usées de faible et moyenne activité ;
- bâtiment 110Z : traitement de déchets alpha ;
- bâtiment 123Y : utilisé momentanément pour l'entreposage de boîtes à gants ;
- bâtiment 124X : entreposage de déchets liquides de haute et moyenne activité ;
- bâtiment 127X : entreposage de déchets de moyenne activité ;
- bâtiment 129X : entreposage de déchets de haute activité et de combustible usé ;
- bâtiment 131X : traitement de déchets alpha et de déchets de moyenne activité (PAMELA) ;
- bâtiment 136X : entreposage de déchets de haute activité et de combustible usé ;
- bâtiment 151X : entreposage de déchets conditionnés de faible activité ;
- bâtiment 155X : entreposage de déchets conditionnés de faible activité ;
- bâtiment 156X : entreposage de déchets de haute activité et de combustible usé.

Les installations entrant dans le champ des tests de résistance sont, pour le site 2 :

- bâtiment 270E : entreposage temporaire de déchets solides non conditionnés de faible activité (Stelcon Hall) ;
- bâtiment 270G : terrain d'entreposage couvert depuis le début des années 90 pour les déchets solides de moyenne activité dans des containers en béton (Solarium) ;
- bâtiment 270M : entreposage de déchets uranifères non conditionnés et entreposage temporaire de déchets conditionnés de faible activité (Entrepôt Frisomat) ;

- bâtiment 280X/270H : traitement de déchets historiques stockés dans les puits « Hoog radioactief Afval » (270H) et dans le Solarium (270G).

Ces installations sont celles qui répondent à au moins un des deux critères suivants :

- un risque de criticité existe (i.e. installations contenant une masse d'isotopes fissiles supérieure ou égale à la masse critique minimale) ;
- les bâtiments contiennent des quantités de radioactivité susceptibles de conduire, en cas de survenue d'un événement initiateur et du scénario accidentel consécutif à cet événement, à une dose qui nécessiterait l'application de mesures d'urgence (mise à l'abri, évacuation),

L'exploitant devra justifier et démontrer le caractère conservatif de l'approche dans son rapport final. En particulier, le terme source considéré pour l'évaluation des conséquences radiologiques prendra en compte la situation la plus pénalisante compatible avec l'autorisation d'exploitation. L'Autorité de sûreté se réserve la possibilité d'augmenter le nombre de bâtiments à inclure dans le champ de l'étude, si nécessaire.

Actions à court terme

Les tests de résistance sont basés sur l'état des installations de Belgoprocess au 30 septembre 2011. Aucune amélioration à court terme (« quick-wins ») consécutive à l'accident Fukushima Daiichi, pouvant être opérationnelle avant cette date, n'a été identifiée.

Organisation

Le projet est dirigé par un membre du management de Belgoprocess. Belgoprocess a fait appel à Tractebel Engineering (TE) en qualité de consultant. TE a déjà été impliqué, par le passé, dans certains projets de Belgoprocess, dont la conception de nouveaux bâtiments.

Six groupes de travail (GT), composés d'experts de Belgoprocess et de TE ont été créés pour répondre aux spécifications de l'AFCN :

- GT 0 : gestion du projet ;
- GT 1 : identification des installations, des fonctions de sûreté et des termes sources, soutien aux autres groupes ;
- GT 2 : séisme ;
- GT 3 : inondation et autres événements naturels extrêmes (à l'exception des incendies de forêt ou feux de brousse) ;
- GT 4 : événements induits par l'homme (chutes d'avions, gaz toxiques, ondes de choc, impact de l'environnement industriel extérieur à Belgoprocess, incendies de forêt ou feux de brousse et « cyber-attaques ») ;
- GT 5 : gestion des accidents graves, organisation du site et déploiement de moyens non conventionnels.

Les GT se réunissent régulièrement.

Bien qu'aucun GT spécifique ne soit consacré à la perte séquentielle postulée des alimentations électriques et du refroidissement ultime, l'exploitant va effectivement analyser ces scénarios en identifiant les points faibles et les « effets de falaise ». **Même si la perte des alimentations électrique et du refroidissement ultime ne concerne, a priori, qu'une partie limitée des installations, L'Autorité de sûreté insiste sur l'importance de cet aspect complémentaire de l'évaluation de sûreté.**

L'Autorité de sûreté estime que l'organisation mise en place par Belgoprocess pour la réalisation des tests de résistance est satisfaisante.

Méthodologie

La méthodologie suivie par Belgoprocess est la suivante :

- Sélection des bâtiments entrant dans le champ de l'étude sur base d'une évaluation conservative des conséquences radiologiques pour la population et/ou des risques de criticité (voir le paragraphe périmètre de l'étude).
- Les événements initiateurs (parmi ceux donnés dans les spécifications des tests de résistance) imaginables pour le site de Belgoprocess ;
- La perte des fonctions fondamentales de sûreté (prévention de la criticité, confinement de la radioactivité, refroidissement de la matière radioactive) ;
- La gestion des accidents graves.

Ces considérations mèneront à la définition des différents scénarios qui seront étudiés et décrits dans le rapport final. L'ensemble des scénarios à considérer a priori est repris dans la table des matières fournie par l'Autorité de sûreté (voir annexe 1). Il appartient à l'exploitant de justifier, dans le rapport final, la non pertinence d'un scénario en tenant compte de la spécificité de l'installation et du risque associé.

Plusieurs scénarios ont déjà été considérés comme pertinents :

- séisme ;
- inondation ;
- événements naturels extrêmes : chutes importantes de neige, vents violents, tornades, grêle, foudre, fortes pluies ;
- événements extrêmes induits par l'homme : chute d'avion, gaz toxiques ou explosifs, accident ou incident dans une autre installation du site, « cyber attaque » ;
- incendie de forêt ou feu de brousse ;
- perte séquentielle postulée des alimentations électriques ;
- perte séquentielle postulée du refroidissement ultime : seuls les bâtiments 129X, 136X et 156X sont a priori concernés. Ce point sera justifié dans le rapport final ;
- combinaison de perte des alimentations électriques et perte du refroidissement ultime ;
- gestion des accidents graves.

La méthodologie suivie par Belgoprocess et décrite dans le rapport d'avancement est conforme aux spécifications de l'Autorité de sûreté.

Table des matières du rapport final

Le rapport final de l'exploitant sera rédigé en respectant la structure (voir la table des matières standard pour le rapport final stress test en annexe 1) fournie par l'Autorité de sûreté.

2.3. IRE (Fleurus)

Le rapport d'avancement de l'IRE (réf. JVDE/scol/011/L-188) du 14 décembre 2011 prend en compte les remarques faites par l'Autorité de sûreté sur la note de méthodologie du 15 novembre.

Introduction

Créé le 20 août 1971, l'Institut National des Radioéléments (IRE) est une fondation d'utilité publique dépendant du pouvoir fédéral et localisé dans le parc d'activités économiques de Fleurus-Farciennes, sur un terrain de 46 hectares. L'IRE est un établissement de classe I dont l'activité principale est la production de radioéléments utilisés en médecine nucléaire. L'IRE est en charge de la production radiochimique des radioéléments suivants :

- le Molybdène 99 qui décroît en Technétium 99 métastable, qui est l'un des radioéléments importants en matière de diagnostic médical ;
- l'Iode 131, principalement utilisé pour le traitement du cancer thyroïdien et de certaines formes d'hyperthyroïdie ;
- l'Yttrium 90, utilisé dans le traitement des cancers dits non Hodgkiniens.

L'IRE est l'un des plus importants producteurs mondiaux de radio-isotopes à usage médical.

Depuis juillet 2010, l'IRE a créé la filiale Environment & Lifescience Technology (IRE-ELiT) qui regroupe les activités de production radiopharmaceutiques et l'unité de services relatifs à la protection de l'environnement.

L'IRE compte aujourd'hui 140 collaborateurs.

Périmètre de l'étude

Les bâtiments entrant dans le champ des tests de résistance sont :

- bâtiment B6 : conditionnement des radio-isotopes ;
- bâtiment B17 : entreposage des déchets solides de haute activité ;
- bâtiment B4 et B10 : ventilation et alimentations électriques ;
- bâtiment B12 : centre opérationnel de site (COS).

Les installations concernées par les tests de résistance ont été définies sur base de l'analyse de leur fonctionnalité (B12), des fonctions de sûreté à garantir pour l'installation elle-même et/ou pour d'autres installations de l'IRE (B4, B10) et de l'identification du terme source (B6, B17). La justification de la sélection des bâtiments sera détaillée dans le rapport final.

Actions à court terme

Après l'accident de Fukushima, l'IRE a initié de sa propre initiative, et sans attendre les résultats des tests de résistance, plusieurs actions d'amélioration immédiate (« quick-wins ») permettant d'augmenter le niveau de sûreté de l'installation. Les actions d'amélioration principales sont :

- acquisition de groupes diesel de secours mobiles permettant, entre autres, l'alimentation des systèmes de ventilation des cellules de production ;
- acquisition de citernes mobiles et construction de murets pour la récupération des effluents ;
- acquisition d'outillage de première nécessité entreposé dans des conteneurs à l'extérieur des bâtiments ;
- renforcement des procédures de déneigement du site et acquisition d'un véhicule tout terrain comprenant une lame à neige et une épandeuse ;
- acquisition de systèmes de pompage additionnels pour lutter contre l'inondation de bâtiments ;
- acquisition de matériel permettant de réduire les impacts potentiels de vents violents.

L'ensemble des actions mises en œuvre avant le 30 septembre 2011, date retenue pour la fixation de l'état de l'installation, seront détaillées dans le rapport final.

L'Autorité de sûreté a constaté, lors d'une inspection spécifique (réf. Bel V/R-ire-SP-11-012-0-f/11/10/2011), la mise en œuvre effective (y compris un test de démarrage des groupes diesels de secours) des moyens supplémentaires susmentionnés.

Organisation

L'IRE a fait appel à Tractebel Engineering (TE) en qualité de consultant. Sur proposition de ce dernier, les tests de résistance ont été incorporés à la structure « projet » de l'IRE.

Un comité de pilotage spécifique, dirigé par la Direction Générale de l'IRE, a été créé afin d'assurer le suivi de l'avancement du projet et les arbitrages nécessaires à sa conduite. Le comité de pilotage se réunit sur base hebdomadaire.

Sept groupes de travail (GT), composés d'experts de l'IRE et de TE ont été créés pour répondre aux spécifications de l'AFCN :

- GT 0 : identification des installations, des fonctions de sûreté et des termes sources ;
- GT 1 : séisme ;
- GT 2 : inondation et autres événements naturels extrêmes ;
- GT 3 : perte des alimentations électriques et de la source froide ultime ;
- GT 4 : gestion des accidents graves, organisation du site et déploiement de moyens non conventionnels ;
- GT 5 : événements induits par l'homme (chutes d'avions, gaz toxiques, ondes de choc) ;
- GT 6 : « cyber-attaques ».

Les GT se réunissent au minimum une fois par semaine.

Un comité de relecture, chargé de la relecture des livrables du projet (rapport d'avancement, rapport final) a également été créé.

L'Autorité de sûreté estime que l'organisation mise en place par l'IRE pour la réalisation des tests de résistance est satisfaisante.

Methodologie

Le périmètre technique des tests de résistance est subdivisé en trois catégories :

- Les événements initiateurs (parmi ceux donnés dans les spécifications des tests de résistance) imaginables pour le site de Fleurus ;
- La perte des fonctions fondamentales de sûreté (prévention de la criticité, confinement de la radioactivité, refroidissement de la matière radioactive) ;
- La gestion des accidents graves.

Ces considérations mèneront à la définition des différents scénarios qui seront étudiés et décrits dans le rapport final. L'ensemble des scénarios à considérer a priori est repris dans la table des matières fournie par l'Autorité de sûreté (voir annexe 1). Il appartient à l'exploitant de justifier, dans le rapport final, la non pertinence d'un scénario en tenant compte de la spécificité de l'installation et du risque associé.

Plusieurs scénarios ont déjà été considérés comme pertinents :

- séisme : approche de type « seismic margin review » s'appuyant sur les données les plus récentes fournies par l'Observatoire Royal de Belgique.
- inondation : au vu de la situation géographique du site (site situé sur le sommet de bassins versants et topographie en pente), seule l'inondation par fortes pluies ou trombes d'eau ainsi que l'inondation consécutive à un tremblement de terre seront prises en considération. L'exploitant fournira une justification de ce point dans le rapport final.
- événements naturels extrêmes : chutes importantes de neige, vents violents, glace et grêle, foudre, fortes pluies et trombes d'eau ;
- événements extrêmes induits par l'homme : chute d'avion, gaz toxiques ou explosifs, accident ou incident dans une autre installation du site, « cyber attaque » ;
- perte séquentielle postulée des alimentations électriques ;
- perte séquentielle postulée du refroidissement ultime : contrairement aux réacteurs nucléaires de puissance, le refroidissement de la matière nucléaire à l'IRE n'est pas considéré comme une fonction fondamentale de sûreté. Ce point sera justifié dans le rapport final ;
- combinaison de perte des alimentations électriques et perte du refroidissement ultime ;
- gestion des accidents graves.

Les données concernant les phénomènes naturels seront fournies par l'Observatoire Royal de Belgique.

La méthodologie suivie par l'IRE et décrite dans le rapport d'avancement est conforme aux spécifications de l'Autorité de sûreté.

Table des matières du rapport final

Le rapport final de l'exploitant sera rédigé en respectant la structure (voir la table des matières standard pour le rapport final stress test en annexe 1) fournie par l'Autorité de sûreté.

2.4. WAB Doel

Le rapport d'avancement de WAB Doel (réf. Electrabel Progress Report applicable to the WAB facilities located on the Doel site) du 15 décembre 2011 prend en compte les remarques faites par l'Autorité de sûreté sur la note de méthodologie du 15 novembre.

Introduction

Le Bâtiment de traitement des déchets et effluents de la centrale nucléaire de Doel (WAB - water en afvalbehandelingsgebouw) abrite les systèmes dédiés au traitement, entreposage et manutention des effluents liquides et des déchets solides (excepté les combustibles nucléaires usés et les matières fissiles) générés par l'exploitation des 4 unités du site (Doel 1, Doel 2, Doel 3 et Doel 4). Il est le passage obligé des effluents liquides avant rejet contrôlé dans l'Escaut.

WAB Doel est un établissement de classe I situé sur le site de la centrale nucléaire de Doel, en face de l'unité Doel 4. Des galeries souterraines permettent la communication avec toutes les unités.

La construction du bâtiment a débuté en 1978 et WAB Doel a démarré ses activités en 1983. Une extension au bâtiment d'origine a été ajoutée par la suite. Les installations de l'extension ont été mises en services en 1992.

Périmètre de l'étude

Les installations appartenant au bâtiment d'origine ainsi qu'à son extension font partie intégrante du scope des tests de résistance.

Actions à court terme

Les tests de résistance sont basés sur l'état des installations de WAB Doel au 30 septembre 2011. Aucune amélioration à court terme (« quick-wins ») consécutive à l'accident Fukushima Daiichi, pouvant être opérationnelle avant cette date, n'a été identifiée.

Organisation

L'exploitant a adopté la même structure que celle mise en place lors du projet de tests de résistance pour les centrales nucléaires belges, appelé projet BEST (BELgian Stress Tests).

Un comité de pilotage du projet composé de représentants du management des différentes entités impliquées dans le projet, à savoir Kerncentrale Doel (KCD), Electrabel Corporate Nuclear Safety Department (ECNSD) et Tractebel Engineering, (TE) est chargé d'assurer le suivi de l'avancement du projet et les arbitrages nécessaires à sa conduite. Le comité de pilotage se réunit sur base périodique, sous le leadership de KCD.

Le groupe projet BEST, composé de trois chefs de projets expérimentés, représentants respectivement KCD, ECNSD et TE, est chargé de la gestion quotidienne du projet. Le groupe se réunit périodiquement.

Six groupes de travail (GT), composés d'experts de KCD, ECNSD et TE, ont été créés pour répondre aux spécifications de l'AFCN :

- GT 1 : séisme ;
- GT 2 : inondation et autres événements naturels extrêmes ;
- GT 3 : perte des alimentations électriques et de la source froide ultime ;

- GT 4 : gestion des accidents graves ;
- GT 5a : attaques terroristes et autres événements induits par l'homme (chutes d'avions, gaz toxiques, ondes de choc) ;
- GT 5b : « cyber-attaques ».

Pour des raisons évidentes, la composition des GT est identique à celle adoptée pour le projet BEST. Les GT se réunissent périodiquement.

L'Autorité de sûreté estime que l'organisation mise en place par WAB Doel pour la réalisation des tests de résistance est satisfaisante.

Méthodologie

La méthodologie suivie par WAB Doel est similaire à celle suivie pour le projet BEST, à savoir,

- la sélection des événements initiateurs (parmi ceux donnés dans les spécifications des tests de résistance) imaginables pour le site de Doel;
- Les considérations liées à la perte des fonctions de sûreté ;
- La gestion des accidents graves.

Ceci mènera à la définition des différents scénarios qui seront étudiés et décrits dans le rapport final. L'ensemble des scénarios à considérer a priori est repris dans la table des matières fournie par l'Autorité de sûreté (voir annexe 1). Il appartient à l'exploitant de justifier, dans le rapport final, la non pertinence d'un scénario en tenant compte de la spécificité de l'installation et du risque associé.

Plusieurs scénarios ont déjà été considérés comme pertinents :

- séisme : approche de type « seismic margin review » utilisant les résultats et analyses déjà disponibles pour le site de Doel dans le cadre du projet BEST et s'appuyant sur les données les plus récentes fournies par l'Observatoire Royal de Belgique ;
- inondation : utilisation des études effectuées pour le site de Doel dans le cadre du projet BEST ;
- événements naturels extrêmes : chutes importantes de neige, vents violents, tornades, grêle, gel, foudre. Utilisation des études effectuées pour le site de Doel dans le cadre du projet BEST ;
- événements extrêmes induits par l'homme : chute d'avion, gaz explosifs, « cyber attaque ». Utilisation des études effectuées pour le site de Doel dans le cadre du projet BEST. Les gaz toxiques ne seront pas inclus car ils n'ont pas d'impact sur le confinement. Ce point sera justifié dans le rapport final ;
- perte séquentielle postulée des alimentations électriques : l'alimentation électrique permanente n'est pas nécessaire. Ce point sera justifié dans le rapport final ;
- perte séquentielle postulée du refroidissement ultime : contrairement aux réacteurs nucléaires de puissance, le refroidissement de la matière nucléaire et le contrôle de la réactivité (WAB Doel ne contient que des déchets faiblement radioactifs non fissiles) ne sont pas considérés comme des fonctions fondamentales de sûreté. Ces deux points seront justifiés dans le rapport final ;
- combinaison de perte des alimentations électriques et perte du refroidissement ultime ;
- gestion des accidents graves : l'étude mettra l'accent sur la seule fonction fondamentale de sûreté pertinente, à savoir, le confinement de la radioactivité.

La méthodologie suivie par WAB Doel et décrite dans le rapport d'avancement est conforme aux spécifications de l'Autorité de sûreté.

Table des matières du rapport final

Le rapport final de l'exploitant sera rédigé en respectant la structure (voir la table des matières standard pour le rapport final stress test en annexe 1) fournie par l'Autorité de sûreté.

2.5. FBFC International (Dessel)

Le rapport d'avancement de FBFC International (réf. VEIL/KVM/11-174/BVA) du 8 décembre 2011 prend en compte les remarques faites par l'Autorité de sûreté sur la note de méthodologie du 15 novembre.

Introduction

FBFC International est un établissement de classe I qui produit des éléments combustibles destinés aux centrales nucléaires. Il fait partie du groupe AREVA. Les activités de production suivantes sont menées dans l'usine de fabrication du combustible implantée à Dessel :

- production d'éléments combustibles d' UO_2 : pressage et frittage de pastilles d'oxyde d'uranium, chargement de pastilles dans les crayons combustibles et assemblage de crayons combustibles en éléments combustibles. Ces activités ont principalement lieu dans le Bâtiment 5.
- assemblage de crayons de MOX jusqu'aux éléments combustibles (MOX = Mixed Oxide, mélange de dioxyde d'uranium et de dioxyde de plutonium) dans le Bâtiment 5M.

Périmètre de l'étude

Il a été annoncé, fin 2011, que les activités de production au sein des installations de FBFC International implantées à Dessel cesseraient à terme. Dans une première phase, la production d'éléments combustibles d' UO_2 (Bâtiment 5) serait intégralement arrêtée et tous les matériaux fissiles résiduels seraient évacués au printemps 2012. L'exploitation du bâtiment de production du MOX (Bâtiment 5M) se prolongerait jusqu'en 2015.

Etant donné ce scénario de fermeture, le périmètre du test de résistance pour FBFC International se limitera au bâtiment de production du MOX (Bâtiment 5M) qui sera exploité quelques années encore. Outre les zones contrôlées du Bâtiment 5M, les installations auxiliaires nécessaires à la garantie de la sûreté du fonctionnement de l'installation seront également examinées (ventilation, alimentation électrique...).

Actions à court terme

Les tests de résistance sont basés sur l'état des installations de FBFC International au 30 septembre 2011. FBFC International n'a mis en oeuvre aucune amélioration à court terme (« quick-wins ») consécutive à l'accident de Fukushima Daiichi, pouvant être opérationnelle avant cette date.

Organisation

Chez FBFC International, le test de résistance est coordonné par le service « Qualité, Sûreté et Environnement ». Un responsable a été désigné au sein de ce service pour chacun des thèmes. Les services techniques de FBFC International sont consultés pour obtenir des informations spécifiques sur les installations.

Le service fait appel à des experts externes (principalement au sein du groupe AREVA, dont fait partie FBFC International) pour certains aspects comme par exemple :

- groupe AREVA :
 - o études de criticité : AREVA Lyon
 - o SGN (tenue sismique)
 - o Areva D3S (Direction Santé, Sécurité, Sûreté) qui a coordonné les tests de résistance de la société sœur de FBFC Romans
- AIB Vinçotte Controlatom, en tant qu'appui et renfort temporaire du service « Qualité, Sûreté et Environnement ».
- un bureau d'études externe dans le cadre des analyses de génie civil.

Compte tenu du périmètre restreint du test de résistance pour FBFC International, l'Autorité de sûreté estime que l'organisation proposée par l'exploitant est satisfaisante pour que le test de résistance soit réalisé correctement. L'Autorité de sûreté vérifiera l'impact de la fermeture programmée de l'usine sur l'organisation du test de résistance telle qu'elle est proposée. Des modifications de cette organisation seront évaluées.

Méthodologie

Les événements initiateurs suivants seront analysés par FBFC International : séisme, inondation, feu de forêt, conditions météorologiques extrêmes, fuites de gaz (internes et externes), cyber-attaque, chute d'avion. La perte des fonctions de sûreté (source froide et alimentation électrique) sera également étudiée. L'organisation actuelle du plan d'urgence et les ressources y afférentes seront quant à elles analysées dans le cadre de la « gestion des accidents graves ».

La méthodologie suivie par FBFC International et décrite dans le rapport d'avancement est conforme aux spécifications de l'Autorité de sûreté.

Table des matières du rapport final

Le rapport final de l'exploitant sera rédigé en respectant la structure (voir la table des matières standard pour le rapport final stress test en annexe 1) fournie par l'Autorité de sûreté.

2.6. IRMM (Geel)

Le rapport d'avancement de l'IRMM (réf. SHES/08/11 et SHES/05/11) du 15 décembre 2011 prend en compte les remarques faites par l'Autorité de sûreté sur la note de méthodologie du 15 novembre.

Introduction

L'IRMM (Institut des Mesures et Matériaux de Référence) est l'un des 7 instituts de recherche du Joint Research Centre de la Commission européenne. Le site de Geel est un établissement de classe I et regroupe notamment plusieurs laboratoires de recherche, un accélérateur linéaire de 150 MeV (GELINA) et un accélérateur Van de Graaff de 7 MeV.

Périmètre de l'étude

Le périmètre du test de résistance pour l'IRMM se limite aux installations de classe I où se trouvent des substances fissibles dont la masse est supérieure à la moitié de la masse critique minimale, en l'occurrence le bâtiment de spectrométrie de masse (MS). L'ensemble du bâtiment de spectrométrie de masse et l'infrastructure associée (ventilation, systèmes de protection incendie, alimentation électrique) sera l'objet du test de résistance.

Actions à court terme

Les tests de résistance sont basés sur l'état des installations de l'IRMM au 30 septembre 2011. L'IRMM n'a mis en oeuvre aucune amélioration à court terme (« quick-wins ») consécutive à l'accident de Fukushima Daiichi, pouvant être opérationnelle avant cette date.

Organisation

Les tests de résistance à l'IRMM sont coordonnés par le service de contrôle physique. L'IRMM évaluera lui-même certains thèmes des tests de résistance (la criticité, par exemple), tandis qu'il fera appel à des experts externes pour d'autres aspects :

- La protection contre la foudre ;
- L'estimation du terme source maximal lors de certains événements (feu de forêt, séisme, chute d'avion, etc.) ;
- La tenue des bâtiments et des barrières en cas de tremblement de terre ou de chute d'avion.

Compte tenu du périmètre restreint du test de résistance pour l'IRMM, l'Autorité de sûreté estime que l'organisation proposée par l'exploitant est satisfaisante pour que le test de résistance soit réalisé correctement.

Méthodologie

Les événements initiateurs suivants seront analysés par l'IRMM : séisme, inondation, feu de forêt, conditions météorologiques extrêmes, fuites de gaz (internes et externes), cyber-attaque, chute d'avion. La perte des fonctions de sûreté (source froide et alimentation électrique) sera également étudiée. L'organisation actuelle du plan d'urgence et les ressources y afférentes seront quant à elles analysées dans le cadre de la « gestion des accidents graves ».

La méthodologie suivie par l'IRMM et décrite dans le rapport d'avancement est conforme aux spécifications de l'Autorité de sûreté.

Table des matières du rapport final

Le rapport final de l'exploitant sera rédigé en respectant la structure (voir la table des matières standard pour le rapport final stress test en annexe 1) fournie par l'Autorité de sûreté.

3. Conclusions

Sur base des rapports d'avancement des différents exploitants concernés, l'Autorité de sûreté (binôme AFCN - Bel V) estime satisfaisant l'état d'avancement du programme des tests de résistance pour les établissements de classe I.

Compte tenu des spécificités de leurs installations, les exploitants ont mobilisé du personnel qualifié en suffisance et ils ont mis sur pied une organisation qui doit leur permettre de réaliser le test de résistance dans les délais impartis.

A l'heure actuelle, les étapes suivantes du programme des tests de résistance ont été mises en œuvre en temps voulu :

- **élaboration d'une méthodologie ;**
- **publication d'un rapport d'avancement pour chaque exploitant ;**
- **proposition d'une table des matières pour le rapport final.**

Au cours des prochains mois, l'AFCN et Bel V continueront de suivre de près l'avancement des tests de résistance menés chez les différents exploitants en organisant notamment des réunions de travail périodiques. En cas de besoin, une discussion plus poussée sur l'approche du test de résistance aura lieu avec l'établissement concerné.

Bijlage 1: Standard Table of Contents Final Stress Test Report for nuclear installations (30-11-2011)

1. General data about site/plant

- Brief description of the site characteristics
- Main characteristics of the nuclear installations
- Scoping of nuclear installations to be included in the Stress Test
- Relevant safety functions of nuclear installations
- Scope and main results of Probabilistic Safety Assessments (if available)

2. Earthquake

2.1 Design basis

2.1.1 Earthquake against which the plant is designed

- Characteristics of the design basis earthquake (DBE)
- Methodology used to evaluate the design basis earthquake
- Conclusion on the adequacy of the design basis for earthquake

2.1.2 Provisions to protect the plant against the design basis earthquake

- Key structures, systems and components (SSC) including main associated design/construction provisions required for achieving safe shutdown state and supposed to remain available after the earthquake
- Main operating provisions
- Indirect effects of the earthquake (for example internal flooding, loss of electrical power, internal fire)

2.1.3 Compliance of the plant with its current licensing basis

- Licensee's general organisation / process to ensure compliance
- Licensee's organisation for mobile equipment and supplies
- Potential deviations from licensing basis and remedial actions in progress
- Specific compliance check already initiated by the licensee

2.2 Evaluation of margins

2.2.1 Range of earthquake leading to severe damage to installation

- Weak points and cliff edge effects
- Measures which can be envisaged to increase robustness of the plant

2.2.2 Range of earthquake leading to loss of confinement integrity

2.2.3 Earthquake exceeding the design basis earthquake for the plant and consequent flooding exceeding design basis flood

- Physically possible situations and potential impacts on the safety of the plant
- Weak points and cliff edge effects
- Measures which can be envisaged to increase robustness of the plant

3. Flooding

3.1 Design basis

3.1.1 Flooding against which the plant is designed

- Characteristics of the design basis flood (DBF) flooding
- Methodology used to evaluate the design basis flood
- Conclusion on the adequacy of the design basis for flooding

3.1.2 Provisions to protect the plant against the design basis flood

- Key structures, systems and components (SSC) required for achieving safe shutdown state and supposed to remain available after the flooding
- Main associated design/construction provisions
- Main operating provision
- Other effects of the flooding taken into account

3.1.3 Plant compliance with its current licensing basis

- Licensee's general organisation to ensure conformity
- Licensee's organisation for mobile equipment and supplies
- Potential deviations from licensing basis and remedial actions in progress
- Specific compliance check already initiated by the licensee

3.2 Evaluation of margins: Level of flooding without severe damage to the installation

- Additional protective measures which can be envisaged in the context of the design, based on the warning lead time
- Weak points and cliff edge effects
- Measures which can be envisaged to increase robustness of the installation

4. Other extreme events

4.1 Very bad weather conditions (strong winds, tornado, heavy rainfalls, snow, hail, lightning)

- Events and any combination of events – reasons for a selection (or not) as a design basis event
- Weak points and cliff edge effects
- Measures which can be envisaged to increase robustness of the plant

4.2 Bush or forest fire

- Events considered and reasons for the selection (or not) as a design basis.
- Weak points and cliff edge effects
- Measures which can be envisaged to increase robustness of the plant

4.3 Terrorist attacks (aircraft crash)

- Review of vital functions in case of an aircraft crash or a direct hit by an object
 - Crash scenarios
 - Provisions to satisfy the defence in depth principle, keeping the plant away from a SBO or the loss of UHS
- Weak points and cliff edge effects

- Main provisions to protect the unit against fuel fire effects
- 4.4 Site specific impacts caused by toxic gases
- Events and combination of events and reasons for the selection (or not) as a design basis
 - Provisions to prevent the loss of control by the operator of the plant
- 4.5 Site specific impacts caused by explosive gases and blast waves
- Events and combination of events and reasons for the selection (or not) as a design basis
 - Provisions to prevent the loss of control by the operator of the plant
- 4.6 Site specific impacts caused by external attacks on computer-based controls and systems
- Events and combination of events and reasons for the selection (or not) as a design basis
 - Provisions to prevent the loss of control by the operator of the plant

5. Loss of electrical power and loss of ultimate heat sink

For clarity, systems such as steam driven pumps, systems with stored energy in gas tanks etc. are considered to function as long as they are not dependent of the electric power sources assumed to be lost and if they are designed to withstand the initiating event (e.g. earthquake).

5.1. Loss of off-site power

- Design provisions taking into account this situation, back-up power sources provided, capacity and how to implement them
- Autonomy of the on-site power sources
- Provisions taken to prolong the time of on-site power supply
- Measures which can be envisaged to increase robustness of the plant

5.2 Loss of off-site power and of on-site back-up power sources

- Design provisions
- Battery capacity and duration
- Autonomy of the site before severe damage or releases
- (External) actions foreseen to prevent severe damage or releases
- Measures which can be envisaged to increase robustness of the plant

5.3 Loss of off-site power and loss of the ordinary back up source, and loss of any other diverse back up source

- Design provisions
- Battery capacity and duration
- Autonomy of the site before severe damage or releases
- (External) actions foreseen to prevent severe damage or releases
- Measures which can be envisaged to increase robustness of the plant

5.4 Loss of primary ultimate heat sink

- Design provisions
- Autonomy of the site before severe damage or releases

- (External) actions foreseen to prevent severe damage or releases
- Measures which can be envisaged to increase robustness of the plant

5.5 Loss of the primary ultimate heat sink and "alternate heat sink"

- Design provisions
- Autonomy of the site before severe damage or releases
- (External) actions foreseen to prevent severe damage or releases
- Measures which can be envisaged to increase robustness of the plant

5.6 Loss of the primary ultimate heat sink, combined with station black out

- Design provisions
- Autonomy of the site before severe damage or releases
- (External) actions foreseen to prevent severe damage or releases
- Measures which can be envisaged to increase robustness of the plant

6. Severe accident management

6.1 Organisation of the licensee to manage the accident and the possible disturbances

6.1.1 Organisation planned

- Organisation of the licensee to manage the accident
- Possibility to use existing equipment
- Provisions to use mobile devices (availability of such devices, time to bring them on site and put them in operation)
- Provisions for and management of supplies (fuel for diesel generators, water, etc.)
- Management of radioactive releases, provisions to limit them
- Management of workers' doses, provisions to limit them;
- Communication and information systems (internal and external)
- Long-term post-accident activities

6.1.2 Possible disruption with regard to the measures envisaged to manage accidents and associated management

- Extensive destruction of infrastructure around the installation including the communication facilities
- Impairment of work performance due to high local dose rates, radioactive contamination and destruction of some facilities on site
- Feasibility and effectiveness of accident management measures under the conditions of external hazards (earthquakes, floods)
- Unavailability of power supply
- Potential failure of instrumentation
- Potential effects from the other neighbouring unit(s) at site

6.2 For nuclear installations

- Definition of severe accidents for nuclear installations

6.2.1 Accident management measures for managing the consequences of a severe accident

- Before occurrence of severe damage to plant
 - After occurrence of severe damage
 - Risks of cliff edge effects and deadlines
 - Adequacy of the existing management measures and possible additional provisions
- 6.2.2 Accident management measures and installation design features for protecting confinement integrity
- Management of hydrogen risks
 - Prevention of overpressure of the confinement
 - Prevention of re-criticality
 - Prevention of basemat melt through (reactors only)
 - Need for and supply of electrical AC and DC power and compressed air to equipment used for protecting containment integrity
 - Risks of cliff edge effects and deadlines
 - Adequacy of the existing management measures and possible additional provisions
- 6.2.3 Accident management measures currently in place to mitigate the consequences of loss of containment integrity and to reduce releases to the environment.
- Design, operation and organisation provisions
 - Risks of cliff edge effects and deadlines
 - Adequacy of the existing management measures and possible additional provisions
- 6.2.4 Specific points for each stage §6.2.1, §6.2.2 and §6.2.3
- Adequacy and availability of the instrumentation
 - Availability and habitability of the control room
 - Potential for hydrogen accumulation

7. Conclusions and proposal for action plan (with timing)