

Chapitre 11

Prise en compte des agressions : considérations générales, agressions d'origine interne

11.1. Considérations générales sur la prise en compte des agressions

La licence américaine, qui a servi de base à la conception des chaudières nucléaires de 900 MWe, prévoyait la protection des installations contre un certain nombre de projectiles internes (tiges de vannes et soupapes, doigts de gant de capteurs, tiges de mécanismes de commande de grappe), et la prise en compte, pour le dimensionnement des équipements, d'un séisme caractéristique du site. La poursuite des réflexions sur les possibilités de défaillances, tant aux États-Unis qu'en Europe, a conduit à compléter progressivement la protection à l'égard des agressions d'origine interne et d'origine externe. L'étude des agressions n'a jamais pris la forme particulière propre aux conditions de fonctionnement avec leur division en catégories de fréquence estimée décroissante; les conséquences d'une agression donnée doivent être, dans chaque cas, suffisamment limitées pour être considérées comme acceptables.

Certains phénomènes ou certains événements peuvent en effet être à l'origine de conditions hostiles et entraîner de manière directe ou indirecte des dommages à

des équipements remettant en cause la sûreté d'un réacteur électronucléaire. On les dénomme agressions. Selon leur origine³⁸⁹, on distingue :

- les agressions d'origine interne (ou agressions internes) quand la source de l'agression se trouve à l'intérieur de l'installation; il s'agit par exemple d'un incendie qui se déclare dans un local, d'une inondation survenant à la suite de la rupture d'un réservoir, de l'impact d'un tronçon de tuyauterie sur un matériel en cas de rupture de cette tuyauterie (agression résultant d'un phénomène communément désigné par fouettement de tuyauterie), d'une chute de charge (composant en cours de manutention par exemple) sur un matériel...;
- les agressions d'origine externe (ou agressions externes) d'origine naturelle: c'est le cas des séismes, des crues d'un cours d'eau, de la rupture d'une digue voire d'un barrage en amont de l'installation, de températures élevées voire très élevées (canicule), de vents forts...;
- les agressions d'origine externe associées à des activités humaines extérieures à l'installation, comme une explosion accidentelle de gaz à proximité de l'installation.

À l'instar des événements dont il est question dans les chapitres précédents et selon une démarche de défense en profondeur, des dispositions sont prises pour prévenir l'occurrence des agressions, mais leur survenue est toutefois postulée et d'autres dispositions sont prises pour en limiter les conséquences. Les dispositions de conception ou d'exploitation n'ont cependant qu'une influence bien évidemment très limitée sur l'occurrence d'une agression externe: le choix du site revêt alors une importance toute particulière.

La disponibilité des équipements d'un réacteur électronucléaire participant aux fonctions de sûreté ne doit pas être compromise lorsque survient une agression, compte tenu des règles d'étude associées et en dépit des effets directs ou indirects des agressions (voir par exemple le guide ASN n° 22), tout particulièrement :

- la maîtrise de la réactivité (incluant bien évidemment l'arrêt du réacteur³⁹⁰),
- l'évacuation de la puissance (résiduelle si le réacteur est mis à l'arrêt),
- le confinement des produits radioactifs.

En d'autres termes, un état sûr³⁹¹ du réacteur doit être rejoint et maintenu après une agression, dans lequel les fonctions précitées pourront être durablement assurées.

389. Les actes de malveillance constituent aussi des agressions; ils ne sont pas abordés dans le présent ouvrage. Le lecteur pourra consulter, par exemple, l'ouvrage intitulé « Approche comparative entre sûreté et sécurité nucléaires », J. Jalouneix *et al.*, Collection documents de référence, IRSN/EDP Sciences, 2009.

390. De façon générale, l'exploitant doit être en mesure d'apprécier rapidement les risques en cas de survenue d'une agression externe afin de maintenir le ou les réacteurs du site concerné dans l'état de repli considéré comme le plus sûr ou pour en poursuivre l'exploitation (RFS I.3.b).

391. La définition de cette notion est indiquée dans le focus du chapitre 8.

À cette fin, les équipements participant aux fonctions de sûreté sont protégés contre les effets de l'agression :

- soit par des dispositions qui empêchent les effets de l'agression de les atteindre; cela est par exemple le cas des équipements protégés par un « filet de protection » écartant les risques d'impact de projectiles en cas de vents violents, ou des équipements protégés par des structures pouvant résister à d'éventuelles chutes de charges...;
- soit par une conception leur permettant de rester opérationnels même s'ils sont soumis à l'agression; cela est par exemple le cas des équipements qui sont conçus et dimensionnés pour résister au séisme retenu dans les bases de conception du réacteur, voire à un séisme extrême³⁹².

De façon générale, la prise en compte des risques liés aux agressions pour la conception d'un réacteur et la démonstration de sûreté associée comprend deux phases :

- la détermination des caractéristiques des agressions³⁹³ susceptibles de se produire sur chaque site: un niveau de référence est défini pour chaque agression prise en compte;
- la mise en œuvre et la démonstration d'une protection appropriée à l'égard de chaque agression ainsi déterminée.

Pour certaines agressions (rupture de tuyauterie, projectiles internes...), une séparation géographique des équipements importants pour la sûreté peut être un moyen de protection de nature à éviter que des voies redondantes soient atteintes par l'agression. Pour d'autres agressions, particulièrement les agressions externes d'origine naturelle, des études particulières sont souvent nécessaires car les effets de ces agressions peuvent affecter des voies redondantes, voire l'ensemble des installations d'un site.

Concernant les agressions d'origine interne, les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression » (appliquées au réacteur EPR) ont apporté des précisions et des compléments sur ce sujet, dans leur alinéa F.1.1 (« exigences générales ») :

« Les possibilités de défaillances de mode commun dues à des agressions internes peuvent être minimisées par l'installation des parties des trains des systèmes de sûreté qui sont en dehors du bâtiment de confinement dans des divisions conçues de telle sorte que même la perte totale d'une division due à une agression interne spécifique n'empêcherait pas l'accomplissement des trois fonctions de sûreté de base, en postulant une défaillance unique en cohérence avec les règles de la démonstration de sûreté appliquées aux transitoires, incidents et accidents de référence³⁹⁴. »

392. Dans le cadre du retour d'expérience de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi (voir le paragraphe 6.8).

393. Dans le cas des agressions externes, le terme « aléa » est souvent utilisé pour désigner ces caractéristiques.

394. Il s'agit des conditions de fonctionnement de référence selon la terminologie des directives techniques (PCC 2 à 4), rappelée dans le focus du chapitre 8.

Des dispositions d'installation doivent être spécifiées par le concepteur pour les équipements redondants des systèmes de sûreté non séparés par la disposition en divisions.

De plus, la démonstration de sûreté doit être faite pour chaque agression interne en supposant que tous les équipements non protégés affectés sont perdus et en considérant un aggravant et les premières actions des opérateurs selon les mêmes règles que pour les transitoires, incidents et accidents de référence. En principe, les agressions internes qui ne résultent pas de tels transitoires, incidents et accidents de référence ne devraient pas induire une condition de fonctionnement de la tranche qui rentrerait dans les catégories des incidents ou des accidents. Dans le cas contraire, le concepteur doit montrer que cette condition de fonctionnement de la tranche est enveloppée en termes de probabilité et de conséquences par l'étude des incidents et accidents de référence et des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples de référence.

Les relations entre les agressions internes (telles que les inondations résultant de ruptures de tuyauteries ou les incendies résultant d'explosions) doivent être considérés dans la démonstration de sûreté de même que les agressions internes qui pourraient résulter d'agressions externes ou d'accidents graves [...]. »

Pour sa part, l'association WENRA a indiqué dans ses niveaux de référence (en janvier 2007 et dans les versions suivantes, alinéa 8.2) que « *la défaillance unique la plus défavorable doit être prise en compte dans les analyses des événements de conception de base* » (*design basis events*, notion qui, pour WENRA, englobe les agressions de toutes natures). Le guide ASN n° 22, diffusé en 2017, s'inscrit dans la même approche³⁹⁵. Une défaillance aggravante est dorénavant prise en compte dans les nouvelles études d'agressions, notamment dans le cadre des études associées aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe.

La conception des protections à l'égard des agressions suit le plus souvent une approche fondée sur la définition et la prise en compte de « cas de charge »³⁹⁶ qui visent à ce que les équipements nécessaires pour l'accomplissement des fonctions de sûreté soient conçus et dimensionnés pour résister à l'agression et donc demeurer disponibles. Une analyse considérant l'agression comme un événement peut venir compléter cette approche: elle s'intéresse aux effets de l'agression sur l'ensemble de l'installation et permet de s'assurer que les matériels non protégés ou non conçus pour résister à l'agression ne sont pas susceptibles de rendre indisponibles les équipements dont la disponibilité est nécessaire. Ainsi, la chute d'un équipement non considéré comme important pour la sûreté en cas de séisme ne doit pas endommager un équipement conçu ou protégé pour résister au séisme. C'est la notion de « séisme événement » évoquée au paragraphe 8.4.3.

395. Alinéas 3.3.2.3.1 et 3.3.3.3.1 de ce guide.

396. Dans le principe, l'approche dite « cas de charge » – expression issue de la pratique des codes de conception et de construction – a un caractère général et peut être utilisée aussi bien pour les agressions internes, telles que le fouettement de tuyauteries, la chute d'objets ou l'impact de projectiles, que pour les agressions externes (séisme...).

Lorsque l'agression peut entraîner des conséquences « fonctionnelles » telles que, par exemple, la « perte » des alimentations électriques externes ou de la source froide (colmatage des prises d'eau...), la mise en œuvre d'une approche événementielle de ce type permet de vérifier la disponibilité des matériels nécessaires pour gérer ce type de situation dans les conditions de l'agression considérée.

Enfin, tous les états initiaux d'un réacteur sont à considérer dans l'étude des agressions et notamment les états d'arrêt, de la même manière que pour l'étude des conditions de fonctionnement de dimensionnement ou de référence (voir à ce sujet le paragraphe 8.4.1)³⁹⁷.

La prise en compte des agressions internes dans la conception des réacteurs à eau sous pression est développée dans la suite du présent chapitre.

11.2. Projectiles susceptibles d'être émis à l'intérieur de l'enceinte de confinement

Sont considérés comme projectiles possibles tous les équipements ou portions d'équipements susceptibles, à la suite d'une défaillance quelconque, d'être lancés ou projetés dans l'espace. Ainsi, les projectiles internes à l'îlot nucléaire peuvent avoir pour origine des éléments d'équipements sous pression, de machines tournantes ou des éléments émis de façon secondaire à la suite de l'impact d'un projectile. La chute d'objets lourds en cours de manutention est également examinée. Sont exclus les projectiles que pourraient constituer les tuyauteries; les conditions et les effets des ruptures de tuyauteries sont analysés de manière particulière; ces deux sujets sont traités plus loin (paragraphe 11.3 et 11.8).

La protection contre les projectiles internes à l'îlot nucléaire est définie de telle sorte que l'émission d'un projectile :

- ne compromette pas la disponibilité des fonctions de sûreté;
- si elle engendre directement une perte de réfrigérant primaire:
 - l'émission de projectile ne doit pas provoquer une perte d'étanchéité de la troisième barrière de confinement;
 - elle ne doit pas provoquer une fuite de fluide secondaire;
- si elle engendre directement une perte de fluide secondaire, elle ne doit pas provoquer une perte de réfrigérant primaire.

Pour minimiser les risques de défaillances de mode commun des systèmes nécessaires pour rejoindre et maintenir un réacteur en état sûr, des dispositions de construction sont prises. Tous les appareils qui pourraient être à l'origine de projectiles sont implantés et orientés de telle sorte que les projectiles envisageables soient, autant

397. Il est indiqué dans le guide ASN n° 22 que les combinaisons non plausibles d'agressions internes ou externes et de conditions initiales peuvent, sous réserve de justifications, ne pas être traitées.

que faire se peut, rapidement arrêtés par une structure de génie civil. Par ailleurs, dans la démarche de prise en compte des risques associée aux projectiles, il est considéré que les projectiles dont la probabilité d'impact sur les parties sensibles d'un réacteur (équipements importants pour la sûreté...) est faible ne sont pas à considérer de façon concomitante à d'autres événements indépendants de faible probabilité d'occurrence, tels qu'un séisme ou la rupture d'une tuyauterie du circuit primaire.

Pour illustrer cette démarche, les composants qui sont considérés comme des projectiles possibles à l'intérieur de l'enceinte de confinement sont les suivants :

- les bouchons de purge d'air situés à la partie supérieure des mécanismes de commande des grappes absorbantes,
- les tiges de commande des grappes,
- le chapeau, le servomoteur ou la tige de commande de certaines vannes,
- les sondes de température et les prises de pression,
- les chaufferettes du pressuriseur.

Les trajectoires possibles de ces projectiles sont étudiées et il faut vérifier qu'une « barrière » adaptée est capable d'interrompre chaque trajectoire avant l'atteinte d'un matériel sensible.

L'éjection du bouchon de purge d'air d'un mécanisme de grappe absorbante est étudiée de cette façon, mais entraîne par ailleurs un accident de réactivité étudié en tant que condition de fonctionnement de quatrième catégorie quant à ses conséquences pour le cœur et le circuit primaire.

La protection contre les projectiles précités est constituée par :

- des dalles antiprojectiles pour les bouchons de purge d'air situés à la partie supérieure des mécanismes de commande de grappes,
- le « casematage » des boucles primaires et des générateurs de vapeur pour ce qui concerne les autres projectiles.

A contrario, les volants des pompes primaires ne sont pas considérés comme des projectiles possibles ; en effet :

- la conception des volants et le choix des matériaux correspondants sont tels que, en situation normale, le risque de rupture brutale est extrêmement faible ;
- en cas de survitesse due à un accident, la vitesse qui entraînerait la rupture ductile du volant sous l'effet de l'augmentation des contraintes est supérieure à la vitesse maximale réellement atteinte au cours de l'accident.

Une surveillance en service de ces volants, destinée à détecter des amorces de fissuration dans les zones tourmentées, comme les fonds de gorges de clavettes, est effectuée périodiquement. Une rupture amorcée par défaut ne pourrait se produire en cas de survitesse que pour une taille de défaut très supérieure au seuil de détection des méthodes d'inspection en service mises en œuvre.

11.3. Effets des ruptures de tuyauteries

L'installation générale des systèmes doit être conçue de façon telle qu'un incident ou un événement initial fortuit ne se « propage » pas ou ne contribue pas à l'apparition d'un accident dont les conséquences pourraient être plus importantes que celles qui peuvent résulter de l'incident initial.

Les ruptures ou fissures de tuyauteries sont étudiées pour déterminer les dispositions de construction qui permettent d'en limiter les conséquences, avec une double préoccupation :

- la protection des équipements nécessaires pour amener et maintenir le réacteur dans un état sûr et limiter les conséquences radiologiques,
- l'absence d'aggravation de l'incident ou de l'accident initial, c'est-à-dire l'absence de propagation par exemple d'une partie à une autre d'un même circuit, ou d'un circuit à un autre circuit important pour la sûreté.

Outre la perte de la fonction du circuit rompu ou fissuré qui est considérée, les conséquences d'une rupture ou d'une fissure sont les suivantes :

- les effets de l'écoulement du fluide, éventuellement radioactif (jet, inondation, irradiation et contamination),
- les modifications des conditions atmosphériques locales (pression, température, humidité),
- les effets dynamiques de la tuyauterie rompue: fouettement (formation d'une « rotule plastique » au droit du premier obstacle rencontré par la tuyauterie) et incidence sur le caractère opérationnel des organes actifs supportés par la tuyauterie.

Les dispositions prises pour l'installation des systèmes en vue de limiter les conséquences d'une rupture sur les composants voisins sont :

- la séparation géographique (par une distance suffisante entre composants),
- sinon, la séparation physique (par des voiles ou des murs en béton),
- sinon, la mise en place de dispositifs anti-fouettement (cadres métalliques, butées, points fixes...).

Dans les études, il est généralement considéré que :

- les tuyauteries contenant ou véhiculant un fluide de haute énergie (THE; pression de service supérieure à 20 bars ou température de service supérieure à 100 °C) peuvent se rompre avec fouettement ;
- les tuyauteries contenant ou véhiculant du fluide de moyenne ou basse énergie (TME; pression de service inférieure à 20 bars ou température inférieure à 100 °C) peuvent se fissurer, sans fouettement possible ;

- le fouettement d'une tuyauterie contenant ou véhiculant un fluide de haute énergie est capable de rompre une tuyauterie de même type, de diamètre nominal inférieur, ou de provoquer une fissure dans une tuyauterie de diamètre nominal supérieur ou égal mais d'épaisseur plus faible.

Ces principes ont été utilisés au stade de la conception et de l'implantation des matériels sur plans, dès les premières tranches du parc électronucléaire. Des vérifications très complètes ont ensuite été faites, *in situ*, pour une tranche de 900 MWe et une tranche de 1300 MWe, après réalisation. Les quelques problèmes résiduels identifiés au cours de ces contrôles ont bien sûr été corrigés sur toutes les tranches.

11.4. Éclatement d'un groupe turboalternateur

Pour les tranches de Fessenheim, du Bugey et celles des sites du premier contrat programme (CP1) – Tricastin, Gravelines, Dampierre-en-Burly et Le Blayais –, le groupe turboalternateur a été positionné de façon « tangentielle » à l'îlot nucléaire.

C'est lors de la construction des deux tranches de Fessenheim que le risque d'atteinte du bâtiment du réacteur ou d'autres bâtiments contenant des matériels importants pour la sûreté par des projectiles résultant de l'éclatement d'une grande roue du corps à basse pression de la turbine (située dans la salle des machines) a été identifié – il ne faut pas confondre un tel éclatement avec la rupture de quelques ailettes de la turbine, beaucoup plus vraisemblable mais sans incidence hors de son capotage. La probabilité d'un éclatement a été globalement chiffrée à 10^{-4} par an et par turbine, par des études américaines portant sur le parc mondial.

Un tel accident peut produire des projectiles de différentes tailles et différentes énergies. Il a été estimé que, pour les groupes turboalternateurs des tranches de 900 MWe, le projectile envisageable le plus dangereux, car le plus énergétique, aurait une masse de 3,6 tonnes et une vitesse initiale de 92 mètres par seconde (soit environ 15 MJ d'énergie cinétique). Un tel projectile serait émis perpendiculairement ou presque à l'axe de rotation de la turbine (c'est ce qui a pu être observé lors de l'éclatement de deux turbines dans les centrales thermiques classiques françaises de Porcheville et de Gennevilliers) et pourrait donc toucher des parties sensibles de l'installation.

Des murs ou des dalles capables d'absorber une telle énergie ont été installés, en cours de chantier, dans les tranches de Fessenheim, entre la salle des machines et les locaux à protéger. Des murs ont été directement intégrés dans la conception des autres installations dotées de turbines tangentielles.

Profitant d'autres modifications de la salle des machines, Électricité de France a adopté, pour les réacteurs de 900 MWe du deuxième contrat programme (Cruas-Meyssse, Saint-Laurent-des-Eaux, Chinon), une disposition « radiale » pour les salles des machines. Une telle disposition élimine le risque d'atteinte d'un îlot nucléaire par un projectile émis par la turbine de la même tranche ou de la tranche jumelle.

Lors de l'examen de la sûreté des tranches de 1300 MWe de la centrale nucléaire de Paluel (dotée de quatre tranches indépendantes avec des turbines radiales), s'est

posé le problème de la possibilité d'atteinte des tranches 3 et 4 du site par des projectiles provenant des groupes turboalternateurs des tranches 1 et 2 et réciproquement.

Les organismes de sûreté ont examiné les précautions prises par l'exploitant pour réduire les risques d'éclatement d'une turbine par rupture ductile en survitesse ou par rupture fragile. Ces précautions relèvent de la prévention du passage en survitesse par des dispositifs adaptés, ainsi que de méthodes de fabrication et de contrôles en service permettant de repérer des défauts éventuels et de surveiller leur progression avant qu'ils ne deviennent critiques.

Bien qu'appréciées, ces dispositions n'ont pas été jugées suffisantes pour ne pas prendre en compte pour ces matériels les statistiques établies sur la base de 70 000 années-turbines dans le monde, qui indiquaient une probabilité d'éclatement de 10^{-4} par an et par turbine. Ces statistiques montraient que 70 % des ruptures s'étaient produites à la vitesse nominale et 30 % en survitesse.

Compte tenu de l'implantation prévue des tranches, l'application de cette valeur conduit à une probabilité de $4,5 \cdot 10^{-6}$ de dégagement inacceptable de radioactivité par tranche et par an pour la rupture d'un groupe turboalternateur. Cette valeur était notablement supérieure à la valeur indicative de 10^{-7} par an proposée par les Américains pour ne pas étudier plus avant un risque, et déjà utilisée à cette époque (1977) en France pour certaines agressions externes.

Les organismes de sûreté ont alors cherché à apprécier le pessimisme de l'évaluation. Les éléments suivants ont été notés, sans pouvoir être chiffrés :

- les statistiques utilisées tiennent compte globalement de toutes les ruptures, quelles que soient la taille et l'énergie des projectiles émis ;
- les projectiles d'énergie inférieure ou égale à celle d'un quart de roue de turbine émis à la vitesse nominale peuvent être arrêtés sans disposition particulière par les murs des bâtiments ;
- les trajectoires les plus probables des projectiles les plus énergétiques sont sensiblement perpendiculaires à l'axe de rotation de la turbine et ne devraient donc pas atteindre des bâtiments importants pour la sûreté.

Ces éléments ont permis de conclure :

- à la possibilité d'implanter les quatre tranches de 1300 MWe de Paluel en parallèle et peu espacées sans que des protections complémentaires soient nécessaires,
- à l'intérêt de plans de masse différents dans tous les cas où les caractéristiques du site le permettent.

Ces éléments ont dès lors été adoptés pour la construction des centrales ultérieures. Les dispositions adoptées depuis les premières tranches de 900 MWe jusqu'à Flamanville 3 sont représentées sur la figure 11.1. (avec quelques variantes, comme la disposition en éventail des paires de tranches à la centrale nucléaire de Cattenom).

Une règle fondamentale de sûreté est venue formaliser ces principes en 1995 (RFS I.2.b).

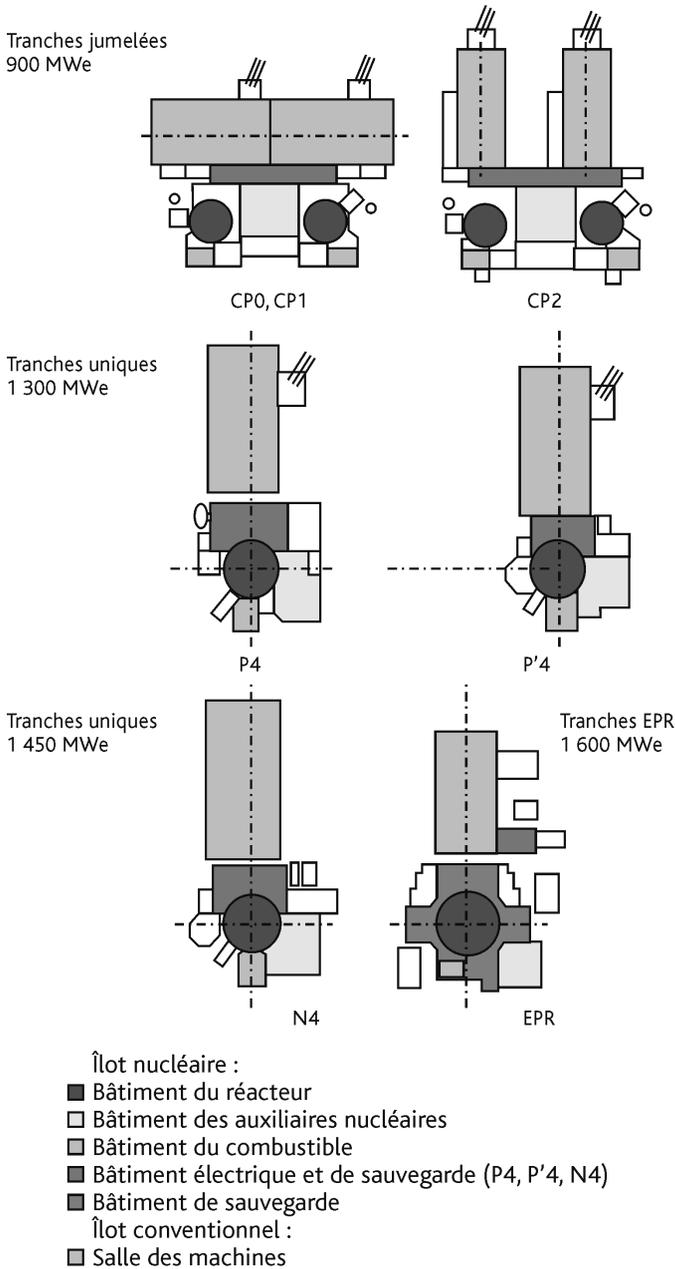


Figure 11.1. Implantation des tranches et de leurs groupes turboalternateurs. Georges Goué/ Médiathèque IRSN.

11.5. Protection contre les chutes de charges

Il a été signalé au chapitre 8 que la chute d'un assemblage combustible en cours de manutention, entraînant la rupture de l'étanchéité des gaines et un rejet de substances radioactives au sein de l'installation, fait partie des conditions de fonctionnement de dimensionnement ou de référence.

Un risque de dissémination de substances radioactives peut aussi être associé aux manutentions réalisées, dans différents endroits d'une centrale nucléaire, d'équipements contenant des matières nucléaires ou des substances radioactives, autres que des assemblages combustibles.

La manutention d'objets en général peut être à l'origine de risques liés aux conséquences de chutes de charges ou de collision avec d'autres équipements ou structures importants pour la sûreté (système de protection, systèmes de sauvegarde, assemblages combustibles usés..., au sol ou en altitude).

Un risque important est celui qui est associé aux emballages de transport des combustibles usés hors de la tranche, car ces emballages sont particulièrement lourds (1 100 kN) compte tenu des protections nécessaires.

La protection du personnel et des équipements à l'égard des risques de chute de charges est nécessaire dans la plupart des installations industrielles. Ce risque existe aussi dans une installation nucléaire et il doit être traité. Ce n'est pourtant pas lui qui sera ici traité; ce qui suit vise essentiellement les risques de dissémination de produits radioactifs ou d'exposition importante provoqués par des incidents ou accidents de manutention. Pour être cohérents avec la façon de traiter d'autres sources de dissémination de radioactivité, cela peut amener à retenir des exigences de fiabilité des moyens de levage et des précautions de dimensionnement beaucoup plus poussées que pour la sécurité « classique ».

Néanmoins, certaines chutes de charges (notamment de charges lourdes) peuvent être exclues si un haut niveau de prévention est démontré, notamment par des études de fiabilité des moyens de levage³⁹⁸.

11.5.1. Risques liés aux emballages de transport des combustibles usés

Les emballages de transport des combustibles usés sont soumis à une réglementation internationale³⁹⁹ pour ce qui concerne les transports sur la voie publique.

398. Cela concerne tout particulièrement le pont tournant du bâtiment du réacteur.

399. Étant donné que les transports de combustibles usés peuvent s'effectuer hors des frontières entre pays, la réglementation repose sur des prescriptions à caractère international. Un comité d'experts du Conseil économique et social de l'ONU élabore le « règlement type de l'ONU » qui recense les recommandations pour le transport de marchandises dangereuses. Ces marchandises sont réparties en neuf classes en fonction du type de danger; les substances radioactives forment la classe n° 7. Les recommandations spécifiques aux substances radioactives sont celles du document SSR-6 de l'AIEA, qui sert de base aux réglementations européennes et notamment française sur le sujet.

La sûreté des transports, comme la sûreté des installations, est fondée sur un concept de défense en profondeur, qui consiste à mettre en œuvre plusieurs niveaux de protection, techniques ou organisationnels, visant à protéger le public, les travailleurs et l'environnement, tant en situation de routine qu'en cas d'incident ou d'accident.

Les « colis » (emballages avec leur contenu en substances radioactives) doivent⁴⁰⁰ :

- assurer une protection contre les rayonnements ionisants émis par ces substances, par exemple au moyen d'un blindage qui atténue ces rayonnements,
- empêcher le relâchement de ces substances hors des colis, grâce à une enveloppe extérieure et un système de fermeture assurant l'étanchéité de ces colis,
- empêcher l'occurrence d'une réaction nucléaire en chaîne si le contenu d'un colis est constitué de matières fissiles, notamment en limitant le contenu et en assurant l'étanchéité (car l'eau facilite le démarrage d'une telle réaction – voir le chapitre 5),
- le cas échéant, assurer la protection contre les risques associés aux dégagements thermiques du contenu, par exemple au moyen d'ailettes de refroidissement,
- le cas échéant, assurer une protection contre les risques chimiques présentés par le contenu.

Les colis de type B sont les colis permettant de transporter les substances les plus radioactives, comme par exemple les combustibles usés provenant des centrales nucléaires et les déchets nucléaires vitrifiés de haute activité provenant de l'usine de retraitement de La Hague.

Compte tenu du niveau de risque élevé présenté par les colis de type B et les colis contenant des matières fissiles, la réglementation impose qu'ils subissent des épreuves simulant des conditions accidentelles sévères :

- une épreuve de chute de neuf mètres sur une cible indéformable. Le fait que la cible soit indéformable signifie que toute l'énergie de la chute est absorbée par le colis, ce qui est très pénalisant. En effet, si un colis lourd chute lors d'un transport, le sol se déformera et absorbera une partie de l'énergie. Ainsi, une chute sur une cible indéformable de neuf mètres peut correspondre à une chute d'une hauteur nettement plus élevée sur un sol qui se déforme. Cette épreuve permet de simuler le cas où le véhicule de transport du colis percuterait un obstacle à une certaine vitesse ;
- une épreuve de poinçonnement (voir la figure 11.2) : le colis est lâché d'une hauteur d'un mètre sur un poinçon métallique. Le but est de simuler une agres-

400. Voir le site internet de l'ASN sur ce sujet.

sion du colis par des objets perforants (par exemple des débris arrachés au véhicule lors d'un accident);

- une épreuve d'incendie de 800 °C pendant 30 minutes. Cette épreuve simule le fait que le véhicule puisse prendre feu lors d'un accident;
- une épreuve d'immersion sous 15 mètres d'eau pendant 8 heures. Cette épreuve permet de tester la résistance à la pression, pour le cas où le colis tomberait dans de l'eau (dans un fleuve en bord de route ou dans un port lors du déchargement d'un navire). Certains colis de type B doivent de plus subir une épreuve poussée d'immersion (sous 200 mètres d'eau pendant une heure).

Compte tenu de ces dispositions, le risque de fuite du contenu d'un emballage de transport de combustibles usés peut être considéré comme écarté.

Par ailleurs, la conception des installations françaises limite strictement les zones dans lesquelles il est nécessaire de déplacer de tels colis. Ils n'ont pas à pénétrer dans le bâtiment du réacteur. Dans le bâtiment du combustible, leur cheminement est strictement limité par des dispositions mécaniques pour qu'ils ne survolent pas la zone d'entreposage des combustibles usés.

Le pont qui le transporte doit résister au séisme majoré de sécurité et être d'une fiabilité élevée. Sa chute est néanmoins envisagée et des dispositions sont prises pour que cette chute n'ait pas de conséquences sur la sûreté de l'installation.



Figure 11.2. Essai de chute sur un poinçon (barre verticale) d'une maquette d'emballage DN30 de Daher-NCS (colis de type B). ASN.

Le risque associé est celui d'une rupture de l'étanchéité de la piscine d'entreposage des combustibles usés, pouvant entraîner une perte d'eau de cette piscine, le dénoyage des combustibles, leur échauffement et le relâchement de produits radioactifs dans le bâtiment du combustible. Cela produirait en tout état de cause un haut niveau d'exposition directe dans ce bâtiment mais aussi sur le site et aux alentours.

La chute de l'emballage est étudiée dans la trémie de manutention et dans la fosse de chargement, verticalement et en biais, et des dispositions de construction permettent d'éviter de transmettre à la piscine d'entreposage des assemblages combustibles le choc qui se produirait en cas de chute. Les structures de génie civil qui soutiennent la piscine sont ainsi découplées des structures de génie civil de la zone de manutention des emballages.

Pour les réacteurs les plus anciens dans lesquels ce découplage n'existe pas (ceux du palier 900 MWe de type CP0), des amortisseurs hydrauliques ou mécaniques ont été ajoutés en fond de fosse de chargement et au fond de la trémie de chargement (voir la figure 11.3).

Pour les réacteurs ultérieurs, ceux des paliers P'4, N4 et EPR, le risque de chute a été écarté par la mise en œuvre d'un chargement sous fosse (voir la figure 11.4). L'emballage de transport reste, en effet, au niveau du sol du site. Cette solution introduit en revanche une possibilité de fuite d'eau par le fond de la fosse de chargement dont la conception a été étudiée en conséquence.

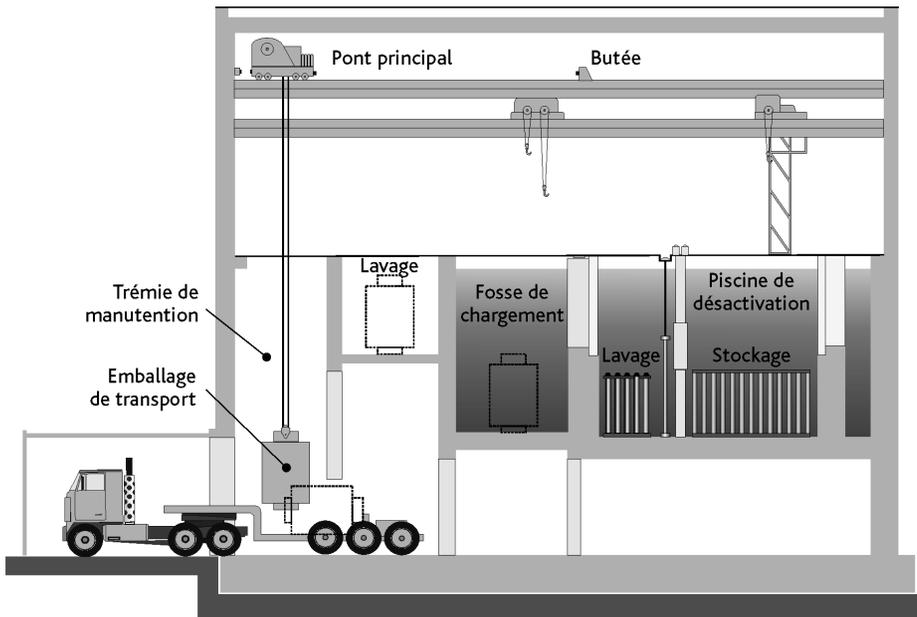


Figure 11.3. Manutention de l'emballage de transport dans un réacteur de 900 MWe. Georges Goué/IRSN.

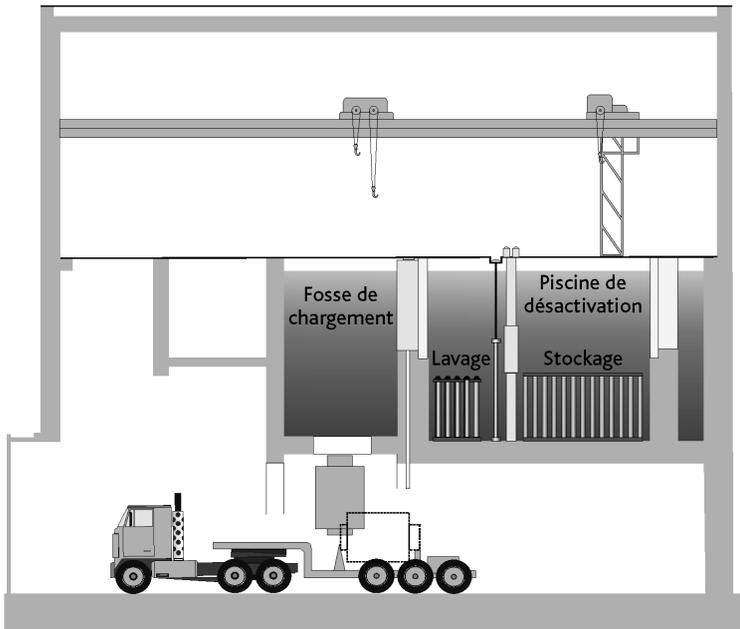


Figure 11.4. Chargement sous fosse (réacteurs P'4, N4 et EPR). Georges Goué/IRSN.

11.5.2. Autres risques liés aux manutentions

Il convient d'insister sur les risques spécifiques associés à la manutention de filtres et de résines⁴⁰¹ utilisés dans les centrales nucléaires, ainsi que sur les risques qui résultent de manutentions sans caractère particulier mais susceptibles de survoler des tuyauteries ou d'autres équipements dont la défaillance aurait une importance pour la sûreté.

C'est par une attention particulière à ce volet de la sûreté que les risques peuvent être identifiés et traités de manière satisfaisante.

11.6. Protection contre l'incendie

L'incendie est l'un des événements les plus redoutés dans une centrale nucléaire du fait notamment de la probabilité non négligeable de départs de feu, comme dans toute installation industrielle, et de la gravité potentielle de leurs conséquences pour la sûreté des installations.

Le recueil des règles de conception et de construction des centrales nucléaires REP – règles relatives à la protection contre l'incendie (RCC-I), établi par Électricité de France dès le début des années 1980, a défini la protection contre l'incendie comme l'ensemble des dispositions prises pour prévenir les risques d'incendie et en limiter les

401. Résines échangeuses d'ions utilisées pour le traitement d'eaux contaminées.

conséquences. Il précisait que ces dispositions devaient permettre d'atteindre trois objectifs :

- assurer la sécurité des personnes,
- limiter les détériorations de matériels pouvant entraîner des indisponibilités de longue durée,
- ne pas compromettre la disponibilité des fonctions de sûreté.

Bien qu'aucune installation française n'ait subi d'incendie ayant conduit à de graves conséquences pour la sûreté nucléaire, malgré la vingtaine de dépôts de feu recensés chaque année pour l'ensemble du parc électronucléaire français, l'événement survenu en 1975 à la centrale nucléaire de Browns Ferry aux États-Unis (voir le focus plus loin)⁴⁰² a marqué les esprits. Compte tenu de l'importance du sujet, le Service central de sûreté des installations nucléaires a élaboré une règle fondamentale de sûreté spécifique : il s'agit de la RFS V.2.j, diffusée en 1988.

Ce document a laissé la place, depuis les années 2000, à un corpus réglementaire précisant davantage les exigences que les exploitants doivent prendre en compte, notamment à l'égard d'agressions internes telles que l'incendie.

Ultérieurement, l'Autorité de sûreté nucléaire a fait évoluer la réglementation en élaborant une décision⁴⁰³ relative aux règles applicables aux installations nucléaires de base pour la maîtrise des risques liés à l'incendie, diffusée en 2014, tenant compte des propositions d'un rapport de l'IRSN diffusé en 2011⁴⁰⁴.

#FOCUS.....

L'incendie survenu en mars 1975 à la centrale nucléaire de Browns Ferry aux États-Unis

Sur le site de Browns Ferry (Alabama), il y avait, lors de l'accident, deux réacteurs à eau bouillante de 1 100 MWe en service et un troisième en cours de construction. Les deux tranches en service étaient conduites depuis une salle de commande commune. Le 22 mars 1975, un incendie s'est déclaré dans la salle de triage des câbles, sous la salle de commande, à l'endroit où les câbles traversent un mur pour passer dans le bâtiment du réacteur de la tranche 1, en légère dépression. Le colmatage d'origine de la traversée avait été retiré pour installer des liaisons supplémentaires. À la fin d'un travail, le personnel colmatait cet orifice

402. Un incendie marquant est aussi survenu en 1989 à la centrale nucléaire de Vandellos en Espagne (réacteur de type UNGG) ; cet événement est évoqué plus loin, car il a été à l'origine d'une importante inondation interne.

403. Décision de l'ASN n° 2014-DC-0417 du 28 janvier 2014.

404. « Démarche d'analyse des risques d'incendies dans les installations nucléaires », IRSN, 20 juillet 2011.

par lequel passaient dix chemins de câbles regroupés, toutes voies confondues, et cherchait les dernières fuites à l'aide d'une flamme de bougies. Le matériau de colmatage, très inflammable, prit feu ; aspiré par la dépression, le feu se propagea vers le bâtiment du réacteur, sans que les intervenants n'en prennent conscience rapidement. L'ampleur de l'accident n'a été comprise qu'après que des câbles du contrôle-commande des deux tranches eurent subi des dommages importants, les mettant en court-circuit. De nombreux systèmes de la tranche 1 ont ainsi été mis hors service. Le personnel d'exploitation a pu néanmoins arrêter le réacteur, le mettre et le maintenir dans un état sûr. Il n'y a eu ni rejets de substances radioactives, ni menace de rejets.

.....

L'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, survenu au Japon le 11 mars 2011, a, d'une manière générale, mis en évidence la nécessité de renforcer la défense en profondeur et de compléter l'approche de sûreté française pour tenir compte de situations estimées jusqu'à présent très peu plausibles, dont certains cumuls de situations, et pouvant affecter concomitamment plusieurs installations (voir le paragraphe 6.8). C'est le cas notamment des incendies pouvant résulter d'une agression supérieure à celles qui ont été retenues pour le dimensionnement des installations.

L'objectif prioritaire de la protection contre l'incendie dans les centrales nucléaires demeure toutefois inchangé : il est de ne pas mettre en cause la disponibilité des fonctions de sûreté. Ces fonctions sont généralement assurées par des équipements redondants afin d'éviter que l'endommagement d'un seul équipement ne puisse conduire à la perte d'une fonction de sûreté⁴⁰⁵.

► Démarche d'étude des risques liés à l'incendie

La maîtrise des risques liés à l'incendie⁴⁰⁶ dans les centrales nucléaires repose, comme pour les autres risques, sur la mise en œuvre de niveaux de défense successifs et suffisamment indépendants pour atteindre un niveau de risque aussi faible que possible. Appliqués à l'incendie, ces différents niveaux de défense doivent notamment concerner :

- la prévention des départs de feu ;
- la détection et l'extinction rapide des départs de feu ; cela vise, d'une part, à empêcher que ces départs de feu ne puissent conduire à un incendie, d'autre part à rétablir une situation de fonctionnement normal ou, à défaut, à atteindre puis maintenir un état sûr du réacteur ;

405. La protection contre l'incendie vise également à assurer la protection des travailleurs à travers l'application du code du travail à laquelle les installations nucléaires sont évidemment soumises.

406. Voir le rapport de l'IRSN de 2011 cité plus haut.

- la limitation de l'aggravation et de la propagation d'un incendie qui n'aurait pas pu être maîtrisé afin de minimiser son impact sur la sûreté nucléaire et de permettre l'atteinte ou le maintien d'un état sûr.

La réaction chimique de combustion ne peut se produire qu'en présence des trois éléments suivants :

- de la matière combustible,
- du comburant (il s'agit le plus souvent de l'oxygène de l'air),
- une énergie d'activation.

Ce principe est illustré par ce qu'on appelle « le triangle du feu », représenté sur la figure 11.5 ci-après.



Figure 11.5. Le « triangle du feu ».

La prévention des départs de feu repose ainsi essentiellement sur une limitation des quantités de matières combustibles présentes dans l'installation et sur la gestion des sources possibles d'ignition, notamment lors de travaux avec « points chauds »⁴⁰⁷. Toute introduction de charges calorifiques non prévues dans la démonstration de sûreté doit donner lieu à une analyse des risques et, le cas échéant, à la mise en place de dispositions compensatoires.

La détection et l'extinction rapide des départs de feu reposent sur une surveillance permanente de l'installation par des systèmes de détection et sur des moyens d'intervention et de lutte contre l'incendie. Ces derniers peuvent être complétés par des moyens de secours extérieurs à la centrale. Pour certains locaux, il peut en outre être nécessaire d'installer des systèmes d'extinction automatiques pour limiter autant que possible les dommages qui pourraient résulter d'un départ de feu. Des systèmes de désenfumage sont aussi installés pour permettre l'intervention.

⁴⁰⁷. Travaux de soudage par exemple.

Il convient de s'assurer que les moyens de lutte contre l'incendie retenus ne conduisent pas à créer d'autres risques, tels que :

- des inondations internes,
- des électrocutions, des court-circuits,
- des asphyxies de personnes,

aussi bien dans le cadre de leur utilisation normale qu'en cas de fonctionnement intempestif.

Plus globalement, il convient de prévoir les interventions et de définir les accès en tenant compte des aspects radiologiques.

La limitation de la propagation d'un incendie repose essentiellement sur un découpage de l'installation en « secteurs de feu » aptes à contenir un incendie grâce à la mise en place de parois, de portes et de clapets résistants au feu. Les limites de ces secteurs de feu doivent être définies de façon à limiter le nombre d'équipements endommagés en cas d'incendie. En particulier, les équipements redondants ne sont normalement pas placés dans un même secteur de feu ; à défaut, ils disposent d'une protection ou d'un éloignement suffisants pour prévenir une défaillance de cause commune due à un incendie. Électricité de France utilise le concept de « volume de feu de sûreté » qui prend en compte ces différents éléments ; ce concept est illustré sur la figure 11.6 ci-après.

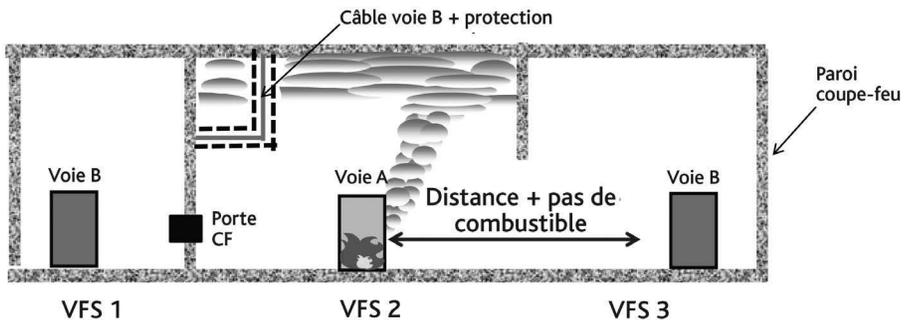


Figure 11.6. Le concept de « volume de feu de sûreté » d'Électricité de France. Marc Henrio/IRSN.

La justification de l'adéquation des dispositions de protection contre l'incendie repose sur l'étude de scénarios d'incendie (de référence) permettant de déterminer l'évolution d'un incendie dans un local et d'évaluer de manière raisonnablement conservatrice ses conséquences sur la sûreté. Dans ce cadre, tous les équipements présents dans un secteur de feu dans lequel un incendie est postulé sont supposés défaillants.

Dans l'étude de ces scénarios d'incendie, l'ensemble des effets induits par l'incendie (gaz chauds, effets mécaniques dus aux variations de pression produites, dysfonctionnements d'équipements électriques du fait des suies, inflammation de gaz imbrûlés...)

et des modes de propagation du feu sont à considérer. La modélisation de ces scénarios suppose donc que les outils de simulation utilisés soient en adéquation avec le degré de complexité des phénomènes étudiés, la précision recherchée et les grandeurs physiques à caractériser, et qu'ils bénéficient d'une validation suffisante; cette validation repose sur les résultats de programmes de recherche et développement dont l'objectif est d'appréhender au mieux les effets thermiques, la propagation des suies et des gaz chauds, ainsi que les niveaux de pression résultant de la dilatation des gaz chauds⁴⁰⁸.

L'étude de ces scénarios est complétée par l'étude de scénarios prenant en compte la défaillance de certaines dispositions de protection (par exemple, une porte coupe-feu ou un système d'extinction – défaillances aggravantes) ainsi que l'étude de scénarios d'incendie affectant un ensemble de locaux de l'installation; ce type d'étude est d'autant plus pertinent que l'expérience d'exploitation des réacteurs électronucléaires a montré l'existence d'anomalies ou de non-conformités en matière de sectorisation (trémies mal obturées par exemple).

Les scénarios d'incendie sont utilisés pour justifier le caractère suffisant de la stabilité au feu des structures. De façon générale, la démonstration de la résistance au feu des protections spécifiques telles que des parois, des portes, des conduits de ventilation ou de désenfumage, ou de tout autre moyen de protection contre l'incendie, doit être apportée par une qualification adéquate aux conditions dans lesquelles ils pourraient être amenés à fonctionner.

Malgré tout le soin apporté à la séparation des voies redondantes et au découpage en secteurs de feu qui en découle, il est difficile d'exclure complètement la possibilité d'une agression simultanée de matériels de sûreté de voies redondantes qui constituent autant de modes communs d'incendie⁴⁰⁹. Les scénarios d'incendie permettent de mettre en évidence ces modes communs d'incendie et, à l'issue d'une analyse fonctionnelle permettant d'identifier ceux qu'il convient de traiter, de mettre en place les dispositions correctives appropriées.

Pour garantir dans le temps l'efficacité des dispositions de protection contre l'incendie, l'exploitant met en place un programme de contrôles, d'essais périodiques et de maintenance de ces dispositions. Ce programme est complété par la formation, le maintien des compétences du personnel et la réalisation d'exercices périodiques.

Fondée sur des bases déterministes, la démonstration de la maîtrise des risques d'incendie dans les centrales nucléaires est complétée par des « études probabilistes de sûreté » spécifiques (« EPS Incendie » – voir le chapitre 14) qui permettent d'identifier

408. Le lecteur pourra, s'il le souhaite, consulter l'ouvrage « État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression », chapitre 7, J. Couturier & M. Schwarz, Collection sciences et technique, IRSN/EDP Sciences, 2017.

409. Malgré tout le soin apporté à la séparation des voies redondantes, au découpage en secteurs de feu, il existe des « points de convergence », tels que la salle de commande ou la présence de plusieurs capteurs sur un même tronçon de canalisation, qui constituent autant de possibilités de modes communs de défaillance par incendie.

des séquences de défaillances des systèmes conduisant à la fusion du cœur. Une étude probabiliste de sûreté du risque d'incendie tient compte des défaillances possibles des dispositions de protection contre l'incendie (tels que la détection ou les moyens d'extinction), ainsi que les erreurs humaines dues notamment au *stress* induit par un incendie.

Dans les centrales du parc électronucléaire français, la maîtrise des risques liés à l'incendie a tout particulièrement fait l'objet, dans la période 1998-2006, d'un plan d'actions incendie (PAI). Depuis, au fil des réexamens décennaux, Électricité de France est amené à définir et à mettre en place des lots de modifications.

Pour conclure sur ce sujet, le risque d'incendie est un sujet d'attention permanente de la part des exploitants. Des départs de feu surviennent régulièrement dans les réacteurs du parc électronucléaire français, avec des conséquences plus ou moins significatives; on peut évoquer par exemple :

- un événement survenu en juillet 1999 à la centrale nucléaire du Bugey, qui a montré qu'une cause commune (un défaut électrique dans un tableau situé à la station de pompage) avait entraîné, dans le réacteur n° 3, deux défauts électriques et deux départs de feu quasiment simultanés qui se sont développés dans des « volumes de feu de sûreté » différents et géographiquement séparés,
- un feu de câbles électriques survenu en 2004, par surchauffe, au passage d'une trémie séparant la salle des machines et le bâtiment électrique du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Cattenom,
- en 2012, le feu d'huile d'un groupe motopompe primaire qui s'est déclaré dans le bâtiment du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Penly.

11.7. Protection contre l'explosion

Dans une centrale nucléaire, on distingue les risques d'explosion⁴¹⁰ « classiques » de ceux qui sont liés à une situation avec fusion du cœur pouvant conduire à la formation et au relâchement d'hydrogène – ou même à une « explosion de vapeur » (qui en fait découle d'une interaction de nature thermodynamique entre matériaux fondus et fluide réfrigérant); ces derniers cas sont abordés dans le chapitre 17.

Au milieu des années 1990, l'application de la réglementation relative aux atmosphères explosives (ATEX) a conduit Électricité de France à améliorer les dispositions de maîtrise des risques d'explosion pour la protection des travailleurs. L'analyse

410. Libération soudaine d'énergie entraînant la propagation d'un front de flamme et d'une onde de surpression. On parle de déflagration si la vitesse du front de flamme est subsonique, c'est-à-dire inférieure à la vitesse de déplacement du son dans le milieu ambiant, et de détonation si la vitesse du front de flamme est supersonique; les flammes accompagnent alors la surpression et il y a formation d'une onde de choc, qui peut provoquer des dommages importants.

des risques pour la sûreté liés à une explosion ne faisait pas à cette époque l'objet d'une démarche formalisée.

Un événement survenu le 21 octobre 1998 dans le réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Chinon B a eu une importance toute particulière dans l'amélioration de la prise en compte des risques d'explosion au sein des centrales nucléaires. Une intervention était alors programmée dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN) sur une vanne d'un circuit d'hydrogène alimentant un ballon du circuit RCV (contrôle chimique et volumétrique). Les intervenants se sont trompés d'équipement et ont entrepris par erreur le démontage de la vanne « jumelle » associée au circuit du réacteur n° 3 en fonctionnement. Ce circuit était sous pression d'hydrogène. L'erreur a occasionné une importante fuite d'hydrogène, détectée d'une part par les intervenants, d'autre part par des détecteurs d'hydrogène du local voisin qui ont retransmis une alarme en salle de commande. Après avoir demandé l'évacuation des bâtiments, un opérateur a confirmé la fuite d'hydrogène par constatation d'une baisse de la pression dans le circuit correspondant et il a arrêté l'alimentation en hydrogène dans le réacteur n° 3. La fuite, qui a duré une trentaine de minutes, n'a heureusement pas occasionné d'explosion, bien que l'alarme de détection d'hydrogène soit restée active pendant environ 35 minutes.

Cet événement a mis en évidence l'importance et la nécessité d'une analyse plus exhaustive des risques d'explosion au sein des centrales nucléaires. En effet, l'analyse des conséquences potentielles de l'événement a montré que l'explosion d'un nuage d'hydrogène aurait pu conduire à la perte de nombreux équipements importants pour la sûreté.

Cet événement, encadré temporellement par deux explosions de disjoncteurs à huile survenues sur les sites de Tihange (Belgique) en 1996 et de Gravelines en 2001, a conduit Électricité de France à formaliser, en 2004, une démarche d'analyse des risques d'explosion dans un « référentiel » visant à mieux prendre en compte les risques pour la sûreté. Cette démarche vise notamment à apporter la démonstration que, en cas de fuite et d'explosion d'hydrogène, il est possible de maintenir ou de ramener le réacteur dans un état sûr.

D'une manière générale, l'analyse des risques d'explosion est réalisée en plusieurs étapes.

La première étape est l'identification de toutes les sources possibles d'explosion. Au sein des centrales nucléaires, les principaux risques sont associés à l'utilisation d'hydrogène dans certains « procédés ». L'hydrogène est en effet utilisé dans le bâtiment du réacteur pour la régulation de la chimie de l'eau du circuit primaire. Il sert également au refroidissement de l'alternateur dans la salle des machines. À ces fins, de l'hydrogène est distribué par un réseau de canalisations depuis des parcs à gaz situés à l'extérieur des bâtiments. L'analyse des risques d'explosion doit envisager la possibilité d'un dégagement d'hydrogène en n'importe quel endroit du cheminement de ces tuyauteries.

Certains locaux abritent également des « procédés » générateurs d'hydrogène ; il s'agit par exemple :

- des locaux dans lesquels sont implantées des batteries électriques ; durant leur phase de charge, les batteries dégagent de l'hydrogène ;
- du procédé d'électrochloration utilisé spécifiquement sur les sites situés en bord de mer.

Il peut également être noté qu'il existe des risques d'explosion associés :

- aux transformateurs et disjoncteurs utilisant de l'huile comme diélectrique,
- à des incompatibilités chimiques entre certains réactifs utilisés dans les procédés,
- à la présence temporaire de capacités de gaz explosibles dans les locaux de l'îlot nucléaire (comme, par exemple, des bouteilles d'acétylène utilisées lors de travaux),
- à l'utilisation de liquides inflammables (solvants, carburant des groupes électrogènes à moteur diesel).

Ces équipements étant identifiés, il convient d'examiner tout d'abord les dispositions de prévention des situations susceptibles de présenter un risque d'explosion. L'application aux circuits hydrogénés conduit notamment à la mise en place de dispositions à l'égard des agresseurs possibles des canalisations d'hydrogène, tels que le séisme ou la rupture d'une tuyauterie de haute énergie (RTHE), la corrosion, le démontage erroné de certains matériels, les chocs ou l'incendie. Ainsi, les circuits d'hydrogène sont généralement conçus pour résister aux séismes ; la mise en place de cadres antifouettement autour des tuyauteries à haute pression permet de prévenir le risque d'agression correspondante (RTHE) ; le risque de corrosion peut être traité à la conception par le choix de matériaux ou en exploitation par l'application de procédures de contrôle et de maintenance.

Au-delà de ces dispositions de prévention, des dispositions sont prises pour limiter le volume inflammable susceptible d'être généré en cas de dégagement accidentel d'hydrogène ; il s'agit par exemple de mettre en place :

- des systèmes de ventilation dans les locaux où une atmosphère explosible est susceptible de se former (locaux des batteries, locaux traversés par des circuits hydrogénés),
- des systèmes de limitation des débits de fuite sur les circuits hydrogénés,
- des systèmes de détection de gaz et des systèmes de mise en sécurité en cas de détection d'une concentration anormale d'hydrogène...

Outre ces dispositions, il est également possible de réduire les sources d'ignition. En particulier, il existe des matériels, tels que des systèmes d'éclairage ou des pompes, conçus pour fonctionner dans des environnements spécifiques et limiter l'apparition d'une source d'inflammation.

Enfin, l'étude des risques d'explosion comprend également celle de situations dégradées pouvant résulter de la défaillance des dispositions précitées, ce qui conduit à examiner les conséquences possibles d'une explosion sur la sûreté de l'installation, notamment les éventuels modes communs qui peuvent en résulter. Les méthodes de calcul utilisées dans ce cas doivent être suffisamment enveloppes pour couvrir les nombreuses incertitudes inhérentes à l'étude des phénomènes complexes mis en jeu. L'étude des conséquences d'une explosion est de plus complétée par une étude des effets dominos envisageables. Il s'agit de vérifier qu'une explosion n'est pas susceptible d'endommager un équipement dont la défaillance pourrait générer un ou plusieurs phénomènes dangereux supplémentaires tels qu'une seconde explosion ou un incendie.

Si les conséquences des explosions retenues apparaissent inacceptables, des dispositions complémentaires doivent être mises en œuvre (réduction de leur probabilité, réduction de leurs conséquences).

Comme dans le cas des risques d'incendie, la démonstration de sûreté à l'égard des risques d'explosion reposant sur un ensemble de dispositions matérielles et organisationnelles, l'exploitant doit garantir leur efficacité dans le temps, par la mise en œuvre d'un programme de contrôle, d'essais périodiques et de maintenance, ainsi que de formations du personnel et d'exercices périodiques.

11.8. Inondations internes

Comme pour les agressions précédentes, les risques associés à un déversement important d'eau à l'intérieur de l'installation n'ont pas été étudiés pour les premières tranches du parc électronucléaire.

Ce sujet était traité selon les règles de l'art, les matériels, pompes, armoires électriques étant souvent installés sur de petits massifs qui les surélevaient. Les locaux dans lesquels circulaient des canalisations de fluides étaient éventuellement dotés de drains, de puisards et de pompes d'exhaure, et certaines trémies de planchers étaient entourées de petits murets et bouchées par du plâtre.

Quelques événements marquants ont appelé l'attention sur les risques associés aux inondations internes. On peut citer celui qui s'est produit en octobre 1980 dans le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire américaine d'Indian Point (voir le focus ci-après), ou encore, au mois d'octobre 1989, l'inondation interne par de l'eau de mer qui a résulté d'une succession d'événements à la centrale nucléaire Vandellos I en Espagne (réacteur de type UNGG⁴¹¹): rupture d'ailettes de la turbine, fuite et explosion d'hydrogène, feu d'huile de graissage de la turbine, perte d'alimentations électriques et de l'air comprimé de régulation de plusieurs matériels participant à l'évacuation de la puissance résiduelle; cette inondation a mis en péril le fonctionnement des pompes d'ultime secours qui se trouvaient dans le sous-sol du bâtiment du réacteur.

411. Réacteurs dont le combustible est de l'uranium naturel, modérés au graphite et refroidis au gaz carbonique (UNGG: uranium naturel-graphite-gaz).

#FOCUS.....

L'inondation survenue en 1980 à la centrale nucléaire d'Indian Point aux États-Unis

L'événement a concerné le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire d'Indian Point aux États-Unis (État de New-York); il s'agissait⁴¹² d'un réacteur à eau sous pression de conception Westinghouse ayant une capacité de production électrique d'un peu plus de 1 000 MWe. Une importante fuite d'eau brute servant au refroidissement de certains systèmes et matériels, sans circuit intermédiaire, en circuit ouvert sur la rivière Hudson, s'est produite dans l'enceinte de confinement. Dans cette centrale (figure 11.7), le puits de cuve était le point le plus bas de l'enceinte et le bas de la cuve était lui-même au-dessous du niveau le plus bas du reste de l'installation. Plusieurs défauts des pompes d'exhaure des puisards du puits de cuve et de l'enceinte et un manque de confiance des opérateurs dans les indications de niveau d'eau dans ces puisards ont permis que la fuite se développe. Quatre cents mètres cubes d'eau se sont accumulés dans l'enceinte de confinement.

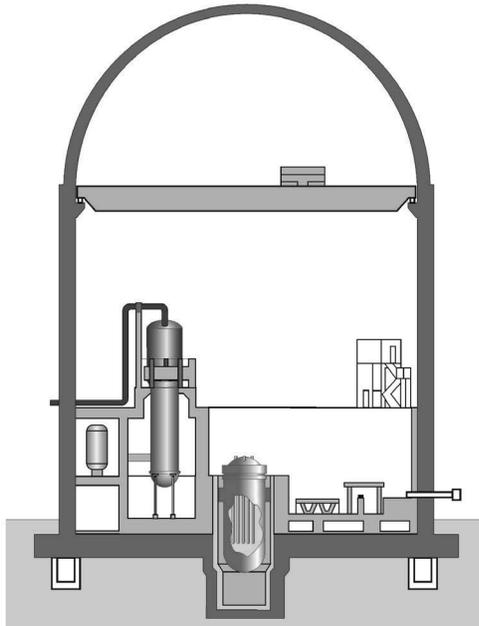


Figure 11.7. Implantation de la cuve de la centrale d'Indian Point. IRSN.

412. La fermeture définitive de la centrale d'Indian Point a été ordonnée en 2016.

Les opérateurs n'ont réagi que lorsque l'une des chambres de mesure du flux neutronique a donné un signal manifestement anormal, une partie du matériel correspondant étant noyé.

Le réacteur a fonctionné en puissance alors que le fond de la cuve, calorifugé, était sous eau. Ce n'était évidemment pas une situation normale.

.....

La conception et l'implantation des équipements des réacteurs du parc électronucléaire français sont notablement différentes de celles de la centrale d'Indian Point. Si un accident identique n'était donc pas envisageable, il convenait néanmoins d'examiner plus attentivement les possibilités d'inondations.

Les inondations internes qui peuvent survenir dans une installation, en fonctionnement normal, peuvent avoir pour origine :

- une rupture ou une fuite de tuyauterie,
- la vidange d'une capacité,
- une aspersion par les systèmes fixes de protection contre l'incendie,
- une aspersion par le système d'aspersion dans l'enceinte de confinement, y compris en cas de démarrage intempestif de ce système.

Dans les situations accidentelles (troisième et quatrième catégories de conditions de fonctionnement), les risques d'inondation interne peuvent résulter :

- directement de l'événement considéré ; c'est typiquement le cas pour les accidents de perte de réfrigérant primaire (APRP) ;
- d'une défaillance passive, à long terme, en application du critère de défaillance unique (voir le paragraphe 7.2).

De façon générale, comme pour les autres agressions, l'installation doit être conçue pour assurer, dans ces situations :

- la disponibilité des fonctions de sûreté,
- la prévention et la limitation de dégagements éventuels de substances radioactives.

La démonstration de sûreté doit justifier qu'une inondation interne ne conduirait pas à des défaillances susceptibles de remettre en cause l'un des objectifs de sûreté précités. En particulier, la rétention des fluides contaminés à l'intérieur des bâtiments ou des structures doit empêcher une pollution de la nappe phréatique en cas d'inondation interne.

Lorsque les voies redondantes d'un système de sûreté sont installées dans des locaux séparés physiquement (à l'égard des risques d'inondation), les conséquences des inondations internes susceptibles d'affecter une seule voie ne sont pas étudiées. Lorsque les voies redondantes transitent dans les mêmes locaux ou des locaux reliés

entre eux, des dispositions doivent être prises (protections, moyens de surveillance, procédures associées) pour assurer la sûreté du réacteur en cas d'inondation interne; dans ce cas, il est nécessaire de considérer :

- le débit d'inondation envisageable;
- la durée de l'inondation; cette durée tient compte du temps nécessaire pour détecter l'inondation et isoler la fuite;
- la propagation de l'inondation à d'autres locaux; dans ce cadre, l'étanchéité des dispositifs d'obturation entre locaux (au niveau des trémies) et entre structures de génie civil (joints de dilatation) doit être examinée.

La propagation d'une inondation doit être étudiée en considérant les différents cheminements possibles de l'eau par :

- les galeries et les caniveaux,
- les escaliers et les orifices dans les planchers (trémies, siphons de sol, fourreaux...), les ouvertures dans des murs,
- les systèmes de drainage,
- les communications entre les locaux et les autres bâtiments (gaines de ventilation, liaisons entre galeries et bâtiments, espaces situés sous les portes).

Les équipements utilisés (« valorisés ») dans le cadre de la démonstration de la maîtrise des risques d'inondation interne doivent répondre à des exigences spécifiques :

- aptitude à fonctionner dans des conditions particulières (humidité...),
- aptitude à fonctionner après aspersion ou immersion.

De plus, la tenue mécanique à la charge d'eau des structures de génie civil et des portes doit également être examinée.

La protection contre les inondations internes peut être réalisée par les dispositions suivantes :

- installation des voies de sûreté dans des locaux qui ne peuvent pas être affectés simultanément par une inondation,
- mise en place de dispositifs de drainage dans les locaux inondables,
- mise en place de dispositifs (seuils de porte, murets, plans inclinés...) permettant de limiter l'extension d'une inondation à une seule voie de sûreté ou éviter la pollution de la nappe phréatique,
- surélévation des matériels dans les locaux ou mise en place d'une structure de protection lorsque leur aptitude à fonctionner immergés n'est pas démontrée,
- installation de dispositifs de rétention étanches autour de capacités,
- mise en place au fond des bâtiments de pompes d'exhaure et de capteurs de niveau d'eau afin de détecter l'inondation.

Cependant, sur le parc électronucléaire français, le retour d'expérience a montré le caractère parfois difficilement prévisible des cheminements d'eau surtout dès lors qu'il existe des écarts de conformité touchant des dispositions de protection. À titre d'exemple, le 30 septembre 2005, dans le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Nogent-sur-Seine, les purges des tuyauteries d'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur (système ARE) situées sur le toit du « bâtiment électrique » ont été laissées ouvertes, ce qui a entraîné, du fait d'un cumul d'écarts de conformité concernant des structures de génie civil, un écoulement d'eau dans les locaux de systèmes de contrôle-commande de sûreté situés plusieurs niveaux plus bas : cette situation a conduit à un arrêt automatique du réacteur et à une injection de sécurité intempestifs. De même, le 9 avril 2014, le débordement d'un réservoir situé dans la salle des machines du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Fessenheim, à la suite d'une obstruction de la tuyauterie de trop-plein de ce réservoir, a provoqué un écoulement d'eau dans le « bâtiment électrique », qui a, du fait de l'inétanchéité de trémies de passages de câbles, ruisselé vers les locaux de systèmes de contrôle-commande de sûreté situés plusieurs niveaux plus bas. Les défaillances constatées ont conduit l'équipe de conduite à arrêter le réacteur.

La démarche s'est progressivement enrichie et structurée ; ainsi, dans le cadre des études de réévaluation de sûreté associées aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, elle comprend :

- l'identification de toutes les sources possibles d'inondation interne, telles que les tuyauteries de haute et de moyenne énergies, les réservoirs, ou encore une aspersion intempestive par le système de lutte contre l'incendie... ;
- pour chaque source étudiée, la détermination de scénarios d'écoulement de l'eau, avec le calcul des volumes d'eau déversés jusqu'à l'isolement de la source et des hauteurs d'eau atteintes dans les différents locaux inondés selon ces scénarios ; les voies de propagation considérées (verticale ou horizontale) sont les portes, les gaines, les traversées entre locaux ou bâtiments, les siphons de sol... ;
- l'identification des équipements aspergés voire immergés, ou impactés en cas de fouettement de tuyauterie (THE) ;
- la prise en compte de la défaillance aggravante la plus pénalisante.