

Chapitre 12

Prise en compte des agressions d'origine externe

12.1. Considérations générales sur la prise en compte des agressions d'origine externe

Les principes généraux de prise en compte des agressions internes et externes ont été présentés dans le chapitre précédent. Le présent chapitre a vocation à illustrer leur déclinaison pour quelques agressions d'origine externe, sachant que d'autres agressions externes font également l'objet de travaux d'étude, de recherche et de codification (par exemple les tornades), avec, comme pour celles qui sont abordées dans le présent chapitre, la mise en œuvre d'approches déterministes et probabilistes.

Dès la conception des premières centrales nucléaires de grande puissance – au début des années 1970 pour ce qui concerne la France –, les risques sismiques ont tout particulièrement été considérés et explicitement pris en compte pour la conception et le dimensionnement des équipements importants pour la sûreté, des ouvrages de génie civil – tels que par exemple les bâtiments des réacteurs – jusqu'aux équipements qui y sont installés. De même, les plateformes des sites nucléaires situés en bordure de rivière ou de mer ont été calées à un niveau en rapport avec les risques d'inondation externe.

Ce ne sont pourtant pas les seuls risques liés à l'environnement.

Comme cela a été indiqué au paragraphe 11.1, les agressions externes peuvent être d'origine naturelle, comme les séismes, les vents forts, les tempêtes, les tornades,

la foudre, les inondations, les épisodes de grand froid ou de canicule, le volcanisme, les météorites..., ou d'origine humaine comme les chutes d'avion, les explosions, les incendies extérieurs à l'installation ou la diffusion de gaz toxiques. Mais toutes ne sollicitent pas les installations de la même façon, ce qui a conduit à des approches *ad hoc*. Certaines agressions naturelles peuvent mettre en cause de façon simultanée des voies redondantes ou diversifiées de systèmes de sûreté, plusieurs systèmes de sûreté, plusieurs tranches d'un même site, des infrastructures du site et autour du site (réseau d'alimentation électrique...); cela est notamment le cas des séismes.

La sévérité de certaines agressions externes peut évoluer au cours de la « vie » d'une installation (conditions climatiques, risques industriels...). Dans la mesure du possible, une anticipation est à mener, sachant que les réexamens périodiques visent notamment à refaire régulièrement le point sur ces évolutions et, si nécessaire, prendre des dispositions adaptées.

Il est rappelé que l'objectif général retenu pour la protection des réacteurs nucléaires à l'égard des agressions, internes et externes, est qu'elles ne compromettent pas la disponibilité des équipements nécessaires à l'accomplissement des fonctions de sûreté, tout particulièrement les fonctions fondamentales de sûreté, compte tenu des règles d'étude associées⁴¹³ et des effets directs ou indirects de ces agressions.

Les caractéristiques de référence pour la prise en compte des agressions externes (aléas de référence) sont définies par des méthodes de nature probabiliste (cas des chutes d'avions ou des explosions), de nature déterministe, ou associent les deux (cas des inondations, dont l'étude repose sur des scénarios et a recours à des méthodes statistiques).

Pour les aléas de référence du domaine de « dimensionnement », une fréquence maximale de 10^{-4} /an (par agression) est préconisée comme valeur cible de référence dans la partie *Issue T* des niveaux de référence de l'association WENRA, actualisés en 2014. Cependant, il n'est pas toujours possible, compte tenu des données historiques, de déterminer pour une agression externe donnée l'aléa dont la sévérité correspond à une période de retour compatible avec la valeur de 10^{-4} /an; il est indiqué dans ce même document de WENRA que « lorsqu'il n'est pas possible de calculer ces probabilités avec un degré de certitude acceptable, un événement doit être choisi et justifié pour atteindre un niveau de sûreté équivalent. » Le guide ASN n° 22, diffusé en 2017, s'inscrit dans la même approche⁴¹⁴. Les exemples et développements qui suivent montrent les approches suivies jusqu'à présent, en ajoutant des marges forfaitaires sur les intensités déduites des données historiques connues disponibles (généralement millénales).

Il convient enfin de rappeler les objectifs qui ont été formulés dans le guide ASN n° 22 pour la conception des nouveaux réacteurs et qui peuvent servir de référence dans le cadre des réexamens périodiques des réacteurs déjà en fonctionnement. Pour le domaine de conception étendu (DEC – voir le paragraphe 6.5), l'analyse d'agressions

413. Voir à ce sujet le paragraphe 11.1 pour ce qui concerne notamment la prise en compte de la défaillance aggravante la plus pénalisante.

414. Alinéas 3.3.3.2.7 et 3.3.3.2.8 de ce guide.

de plus faibles probabilités et des améliorations raisonnablement possibles de l'installation à leur égard doit, dans la mesure du possible, permettre de montrer qu'il existe des marges suffisantes pour éviter des « effets falaise » qui conduiraient à la perte des fonctions fondamentales de sûreté⁴¹⁵. Dans la continuité des évaluations complémentaires de sûreté menées à la suite de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi (incluant notamment la prise en compte d'aléas extrêmes), le guide ASN n° 22 préconise notamment, pour la conception des réacteurs à eau sous pression, la prise en compte, dans le domaine de conception étendu, d'aléas d'origine naturelle de sévérité plus importante que celle qui est associée aux aléas retenus pour le domaine de conception de référence; sont indiquées dans le guide ASN n° 22 les préconisations suivantes :

- *« La prise en compte des agressions externes naturelles dans le domaine de conception étendu s'inscrit dans l'objectif de minimisation des risques [...] tant pour la prévention de la fusion de combustible que pour la limitation des mesures de protection des populations qui seraient nécessaires dans le cas des accidents avec fusion de combustible. »*
- *« Pour l'identification des agressions externes naturelles à retenir dans le domaine de conception étendu, la sévérité de l'agression en fonction de sa fréquence annuelle de dépassement estimée doit être établie lorsque cela est possible. »*
- *« Pour les agressions naturelles externes dont la fréquence annuelle de dépassement de l'aléa ne peut pas être calculée, ou lorsque les incertitudes sur cette valeur sont trop élevées, un « événement » d'une plus grande sévérité que celle qui est considérée dans le domaine de conception de référence doit néanmoins être retenu et justifié. »*

Les approches spécifiques adoptées à l'égard de quelques agressions externes sont détaillées dans la suite de ce chapitre, plus particulièrement la manière de choisir les caractéristiques physiques des agressions à retenir pour la conception des équipements.

12.2. « Veille climatique » mise en œuvre par Électricité de France

Compte tenu des évolutions du climat et dans une démarche d'anticipation, Électricité de France met en œuvre un « veille climatique » sur les agressions externes telles que les inondations externes, les pluies ainsi que les températures (extrêmes) de l'air ambiant. Cette « veille climatique » s'appuie notamment, pour ce qui concerne les températures de l'air ambiant, sur les mesures du réseau national de Météo France.

Cette « veille climatique » permet à Électricité de France de déterminer, dans le cadre des réévaluations de sûreté décennales, les nouvelles données à considérer intégrant les tendances (attendues) au moins pour les dix années suivantes et les incertitudes. La démarche suivie, mise en œuvre dans le cadre de la réévaluation

415. Guide ASN n° 22, alinéa 3.4.1.2.

de sûreté associée aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, est schématisée sur la figure 12.1.

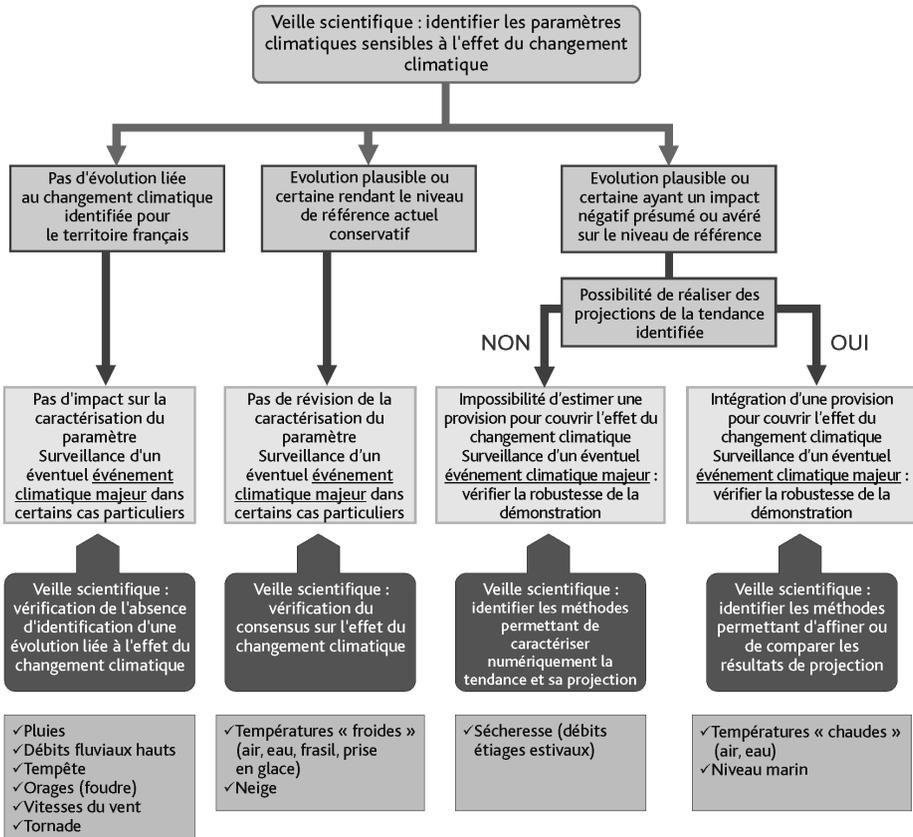


Figure 12.1. Logigramme de synthèse de la déclinaison de la démarche de prise en compte de l'évolution climatique dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe. IRSN.

12.3. Séismes

► Prise en compte des séismes pour la conception des réacteurs du parc électronucléaire

En France, jusque dans les années 1970, les premières installations nucléaires ont été conçues selon les règles parasismiques en vigueur⁴¹⁶, qui ne concernaient pas spécifiquement les installations nucléaires.

416. Recommandations AS 55 (de 1955), établies à la suite du séisme d'Orléansville en Algérie en 1954, règles parasismiques PS62, 64, 67, 69...

En 1974, au moment des études de conception et de sûreté des premiers réacteurs à eau sous pression construits sous licence de Westinghouse, le Département de sûreté nucléaire (DSN) du CEA⁴¹⁷ a établi un rapport, dénommé rapport DSN 50 et intitulé « Protection des centrales vis-à-vis des séismes » ; ce rapport recensait les pratiques françaises (réacteurs de recherche, réacteur à neutrons rapides PHENIX) et étrangères (notamment aux États-Unis) en la matière et formulait un certain nombre de propositions, concernant notamment la détermination des spectres⁴¹⁸ de sol à utiliser pour l'évaluation de la « réponse » (ou du comportement) de structures à un séisme.

Ces éléments constituèrent une base de travail pour les exploitants et préfigurèrent la règle fondamentale de sûreté RFS I.2.c, diffusée en 1981 par le Service central de sûreté des installations nucléaires, applicable aux réacteurs à eau sous pression ; cette RFS préconise une méthode déterministe « acceptable » pour la détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la conception des réacteurs à l'égard des risques sismiques⁴¹⁹.

La méthode préconisée est déterministe dans la mesure où elle consiste à supposer que des séismes analogues aux séismes historiquement connus (alors en termes d'« intensité » selon l'échelle MSK⁴²⁰ – voir plus loin) peuvent se produire dans l'avenir, dans des positions d'épicentre qui soient plus pénalisantes quant aux effets sur le site, tout en restant compatibles avec les données géologiques et sismiques.

À cet effet, il faut procéder à l'examen des « accidents » sismogènes et des domaines tectoniques, ainsi que des données des sismicités historique (accessible grâce aux archives pour les cinq à dix siècles passés) et instrumentale⁴²¹ (voir la figure 12.2). L'investigation, d'abord centrée sur le site, doit être poussée géographiquement aussi loin que nécessaire, les frontières n'ayant, bien sûr, aucun rôle ici.

Cette démarche permet de définir, pour le site examiné, un ou plusieurs séismes maximaux historiquement vraisemblables (SMHV⁴²²) susceptibles de produire les effets les plus importants sur le site.

Dans les années 1960, le professeur Jean-Pierre Rothé de l'université de Strasbourg avait dressé une carte des séismes historiques (depuis l'an 1021) survenus en France et dans les pays limitrophes, avec leurs intensités lorsqu'elles avaient pu être déterminées ; il avait notamment ainsi établi une carte des intensités maximales observées, qui servait de document de référence pour la protection sismique des installations nucléaires. Il est à noter que, ultérieurement, le territoire national a été étudié

417. L'IPSN n'a été créé au sein du CEA qu'en 1976.

418. Réponse, en termes d'accéléérations, de résonateurs de différentes fréquences propres, soumis au séisme considéré.

419. En 1992, la règle RFS I.1.c a élargi l'application de cette méthode à l'ensemble des installations nucléaires de base, dont les réacteurs de recherche.

420. Échelle d'intensité d'un séisme établie par Medvedev, Sponheuer et Karnik.

421. Déduite de mesures. La première station sismologique en France a été installée à Strasbourg en 1892. En 2020, la France dispose d'environ 200 sites d'enregistrements.

422. Parfois appelé séisme de base, par opposition au séisme majoré de sécurité.

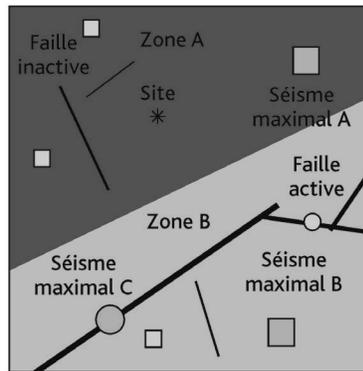


Figure 12.2. Exemple de données géologiques et sismologiques à prendre en compte pour un site d'installation nucléaire. Georges Goué/IRSN.

de manière plus complète et plus précise aux environs de 1980, dans le cadre de l'élaboration d'un zonage sismique, ou « carte sismotectonique de la France métropolitaine ». Ce travail a été réalisé par le Bureau de recherches géologiques et minières (BRGM), en collaboration avec Électricité de France et le CEA. D'autres travaux ont ensuite été poursuivis en la matière. Ainsi, fruit d'un travail engagé il y a plus de trente ans, la base de données nationale macrosismique des sismicités historique et contemporaine appelée SisFrance (BRGM/EDF/IRSN) bénéficie d'une actualisation permanente pour garantir le meilleur état des connaissances de la macrosismicité de la France. Sous l'impulsion du ministère en charge de l'environnement, SisFrance a été rendue accessible sur internet depuis 2002. La base comprend des informations (dates, positions des épicentres, valeurs d'intensité ponctuelles...) sur les séismes survenus en France.

Les accidents sismogènes historiques et les domaines tectoniques ont ainsi pu être déterminés de manière homogène sur l'ensemble du pays. Des « zones sismotectoniques » ont été définies, volumes de la croûte terrestre homogènes du point de vue de leur potentiel sismogénique.

La détermination du ou des SMHV pour le site considéré se fait par déplacement, ou « translation », d'épicentres, de la façon suivante (voir la figure 12.3) :

- les séismes historiques de la zone sismotectonique à laquelle appartient le site sont considérés comme pouvant se produire sous le site (séisme maximal désigné par A sur la figure) ;
- les séismes historiques appartenant à une zone sismotectonique voisine sont considérés comme pouvant se produire au point de cette zone le plus proche du site (séisme maximal B sur la figure, le séisme C étant déplacé sur sa faille).

Dans les deux cas, les séismes historiques attribuables à un accident sismogène précis sont considérés comme pouvant se produire au point de cet accident le plus proche du site.

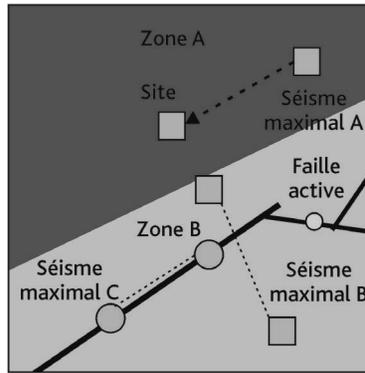


Figure 12.3. Détermination des SMHV. Georges Goué/IRSN.

Pour chacun des SMHV, la RFS définit un séisme majoré de sécurité (SMS), déduit du SMHV par la relation simple en termes d'intensité dans l'échelle MSK (voir le focus ci-après).

$$I_{SMS} = I_{SMHV} + 1$$

#FOCUS.....

Intensité et magnitude des séismes

L'intensité d'un séisme en un point donné de la surface du sol correspond à l'évaluation des effets de ce séisme. L'échelle qui a servi de référence pour la conception des INB en France est l'échelle à douze degrés dite de Medvedev-Sponheuer-Karnik (MSK), diffusée en 1964 et dérivée de l'échelle Mercalli. Les intensités s'écrivent en chiffres romains. Dans l'échelle MSK, l'augmentation d'un degré correspond, en général, au doublement des accélérations au niveau du sol.

Les degrés de l'échelle MSK correspondent aux effets perçus exprimés de la façon suivante :

| Échelle MSK | Effets perçus |
|-------------|---|
| I | Secousse non perceptible |
| II | Secousse à peine perceptible |
| III | Secousse faible, ressentie de façon partielle |
| IV | Secousse largement ressentie |
| V | Réveil des dormeurs |
| VI | Frayeur |

| Échelle MSK | Effets perçus |
|-------------|--|
| VII | Dommages aux constructions |
| VIII | Destruction de bâtiments |
| IX | Dommages généralisés aux constructions |
| X | Destruction générale des constructions |
| XI | Catastrophe |
| XII | Changement de paysage |

Il ne faut pas confondre cette échelle, représentative des effets en surface et en un lieu donné sur les personnes, les constructions et l'environnement, avec celle des magnitudes qui représentent l'énergie libérée par un séisme. La magnitude d'un séisme se déduit notamment des mesures des sismomètres par une relation logarithmique à partir de l'amplitude mesurée du mouvement du sol. La magnitude a été introduite par Charles Francis Richter en 1935 pour des séismes en Californie (aussi appelée depuis magnitude locale M_L). Son utilisation est cependant limitée et il existe aujourd'hui plusieurs échelles de magnitude adaptées aux types de séismes ou d'ondes enregistrées.

En pratique, les magnitudes (M_L) observées depuis l'installation de sismographes, au début du siècle dernier, vont de -1 pour des petites secousses enregistrées par des sismographes très sensibles au voisinage d'un épïcêtre, à plus de 9 pour les séismes les plus forts survenus au Chili, en Alaska, en Russie, au Japon et en Indonésie.

Il n'y a pas de correspondance simple entre l'échelle d'intensité et l'échelle de magnitude puisque, pour une même magnitude au foyer, les effets en surface et en un lieu donné (intensité) dépendent notamment de la profondeur du foyer, de la distance de ce lieu par rapport au foyer et de la nature des sols.

.....

L'adoption du SMS et non du SMHV pour la conception des centrales électronucléaires provenait du fait que, compte tenu de l'évolution des connaissances, des cas de sous-estimation du SMHV avaient été identifiés en France.

Le déplacement des épïcêtres au droit ou au plus près des installations projetées concourt à donner aux mouvements sismiques retenus un caractère enveloppe.

Dans ces conditions, à l'échelle de la France, la fréquence qui avait été estimée pour un séisme SMS était, pour un site donné, de l'ordre de grandeur de 10^{-4} par an⁴²³.

423. Selon les plus récentes estimations, les fréquences associées aux mouvements sismiques de niveau SMS apparaissent comprises entre quelques 10^{-3} par an et quelques 10^{-4} par an, selon que la zone présente une activité sismique plus ou moins forte.

Compte tenu des données sismotectoniques de la France – pays de sismicité faible à modérée⁴²⁴ – les réacteurs du parc électronucléaire ont ainsi été conçus pour des séismes majorés de sécurité dont l'intensité varie de VI (site de Dampierre-en-Burly) à VIII-IX (site de Cruas-Meysse).

L'intensité d'un séisme n'est pas en fait une donnée directement utilisable pour la conception d'une installation. Pour chaque site, la pratique est de déduire la magnitude du SMS par l'emploi d'une corrélation avec l'intensité et la distance focale puis d'élaborer un spectre de réponse de résonateurs⁴²⁵ donnant, pour chaque fréquence, l'accélération, la vitesse et les déplacements vertical et horizontal au niveau du sol. Le spectre de réponse est calculé en fonction de la magnitude du séisme et de la distance focale, à l'aide d'une équation de prédiction du mouvement sismique établie à partir d'enregistrements de séismes collectés dans le monde. La RFS I.2.c, diffusée en 1981 a retenu cette pratique pour la définition d'un spectre de séisme « lointain », en proposant de plus un spectre standard de « séisme proche » – ces deux types de séismes⁴²⁶ peuvent en effet solliciter les structures de façons différentes.

Les spectres associés à des séismes réels étant très complexes, il a été préféré, pour les réacteurs du parc électronucléaire français, d'utiliser un ou plusieurs spectres standards, dérivés du *Regulatory Guide* 1.60 de l'U.S.NRC, enveloppant les spectres caractéristiques des SMS du site par un « calage » adéquat de l'accélération à la fréquence infinie (aussi appelée *Peak Ground Acceleration* – PGA). Dans le cadre de la standardisation des tranches françaises, les spectres utilisés ont été standardisés (spectres dits de dimensionnement, ou SDD) pour chaque palier, et il a été vérifié que, pour chaque site concerné, les spectres standardisés du palier correspondant étaient bien enveloppés des spectres des SMS du site. Le « calage » standard était à 0,15 g.

Pour certaines tranches situées dans le bassin parisien, région particulièrement peu sismique, un « sous-standard » moins contraignant a été utilisé. Enfin, à l'inverse, des dispositions particulières ont été prises pour les sites présentant des caractéristiques qui sortaient de l'enveloppe du palier standardisé. Il peut s'agir de sols rocheux particulièrement rigides, de la possibilité de séismes superficiels induisant des spectres d'accélération, vitesse et déplacement particulièrement riches en hautes fréquences qui ne seraient pas enveloppés par le spectre standard, ou de séismes majorés de sécurité d'intensité supérieure à VIII dans l'échelle MSK.

424. Avec quelques séismes destructeurs, comme Bâle en 1356 (proche de la frontière française), Bigorre en 1660, Remiremont en 1682, Bouin en 1799, en mer méditerranéenne près de la côte ligure italienne en 1887, Lambesc en 1909, Arette en 1967. En France, la sismicité est faible dans le bassin parisien et dans le bassin aquitain.

425. Système masse-ressort.

426. Les séismes proches sont les séismes de faible magnitude se produisant à moins de 15 km de l'installation considérée; ils sollicitent les structures préférentiellement dans les hautes fréquences. Les séismes lointains sont les séismes de forte magnitude se produisant au-delà de 15 km; ils sollicitent les structures préférentiellement dans les basses fréquences.

► Évolution de la démarche

Depuis les années 1980, la pratique a progressivement favorisé le classement des séismes selon une échelle dite de magnitude d'ondes de surface (M_s)⁴²⁷ et de magnitude de moment (M_w)⁴²⁸. Depuis C. F. Richter (voir le focus plus haut), de nouvelles définitions de la magnitude ont été proposées, essentiellement pour caractériser les événements quelle que soit la région du monde et enregistrés par tout type d'instruments, ces derniers ayant considérablement évolués depuis 1935, et de façon à estimer physiquement, et non plus empiriquement, la taille de la rupture.

En 2001, une nouvelle règle fondamentale de sûreté, la RFS 2001-01, a été diffusée par la Direction de la sûreté des installations nucléaires, après plusieurs années de discussions avec notamment les concepteurs et les exploitants d'installations nucléaires. Cette nouvelle RFS conserve une approche déterministe et introduit des développements complémentaires concernant la prise en compte des paléoséismes et des effets de site (voir le focus plus loin).

Exprimée en termes de magnitude des ondes de surface, la majoration d'une unité d'intensité entre le SMS et le SMHV devient :

$$M_{s_{SMS}} = M_{s_{SMHV}} + 0,5$$

La RFS 2001-01 préconise également une équation de prédiction des mouvements sismiques mise à jour qui tient compte d'un plus grand nombre de séismes que celle qui était préconisée par la RFS de 1981 et qui couvre à la fois des séismes « lointains » et les séismes « proches ».

Concernant les paléoséismes, la nouvelle RFS préconise d'examiner s'il existe des failles actives à proximité des sites retenus avec des évidences de rupture de surface et le risque (en termes de période de retour et de magnitude associée aux dimensions de la faille) qu'elles puissent être à l'origine de nouveaux séismes pouvant avoir des effets au niveau des sites.

Enfin, pour les sites à très faible risque sismique, un spectre minimal forfaitaire est recommandé par la RFS 2001-01, pour lequel l'accélération maximale du sol (PGA) est calée à 0,1 g.

Pour le parc électronucléaire français, la RFS 2001-01 est prise comme référence lors des réévaluations sismiques associées aux visites décennales, qui par ailleurs

427. La magnitude M_s dite des ondes de surface est proche de l'esprit de la magnitude locale, à l'exception près qu'elle n'utilise qu'un type d'onde, les ondes de surface, contenues dans le sismogramme. Cette magnitude permet de caractériser les séismes qui vont générer beaucoup d'ondes de surface (par exemple les séismes sur des failles en coulissage comme la faille de San Andreas en Californie ou la faille Nord-Anatolienne de Turquie). Au contraire, elle ne peut pas être utilisée pour des séismes profonds qui ne génèrent que très peu d'ondes de surface, qui sont pourtant les plus gros séismes.

428. C'est pour cela que, en 1977, Hiroo Kanamori introduit la magnitude M_w , dite magnitude de moment. Son estimation repose sur la physique de la rupture et elle est directement proportionnelle à l'énergie libérée lors de la rupture sismique et donc à sa taille.

prennent en compte, en tant que de besoin, les évolutions évoquées plus haut du zonage sismique du territoire métropolitain. Ces réévaluations sismiques ont été plus particulièrement significatives, en termes de renforcement de structures, pour le site de Fessenheim et pour le site du Bugey⁴²⁹.

Pour la conception du réacteur EPR Flamanville 3, des marges significatives ont été adoptées, en retenant un spectre forfaitaire de dimensionnement, dit EUR⁴³⁰, calé à 0,25 g (le SMS du site de Flamanville étant calé à 0,16 g).

#FOCUS.....

Paléoséismes – Effets de site

Les paléoséismes sont d'anciens séismes forts survenus lors de périodes reculées (quelques dizaines voire centaines de milliers d'années), identifiables par les traces qu'ils ont laissées dans les dépôts géologiques. Leur étude a pour objectif d'apprécier l'existence de tels séismes et de les caractériser, de façon à compléter la connaissance de la sismicité d'un site au-delà de la période instrumentale (dernier siècle) et de la période historique (globalement le dernier millénaire en France).

Les effets de site à étudier correspondent aux amplifications possibles des mouvements sismiques, du fait de l'existence d'une couche de sol de faible résistance mécanique à proximité de la surface (voir par exemple la figure 12.4). L'équation de prédiction du mouvement sismique de la RFS 2001-01 permet de calculer les spectres de réponse pour deux conditions de site en fonction de la vitesse moyenne des ondes de cisaillement mesurée dans les 30 premiers mètres de profondeur.

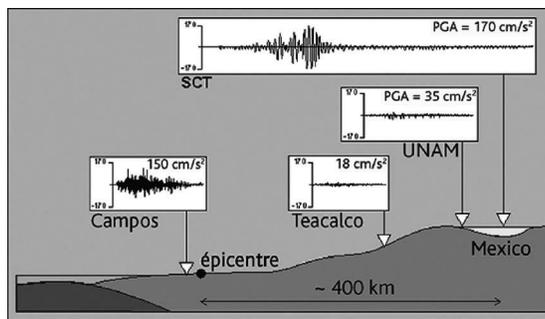


Figure 12.4. Exemple d'effets de site dans la zone lacustre de Mexico (1985). Caractérisation du comportement non linéaire des sols sous chargement sismique. J.F. Semblat, A. Pecker (IUSS Press, 2009).

429. En y incluant les réévaluations post-Fukushima (spectres pour le « noyau dur » d'équipements, sujet développé au paragraphe 36.6.5).

430. *European Utility Requirements* (exigences établies par un groupe d'électriciens européens).

En outre, dans certains cas particuliers, du fait d'une géométrie complexe ou d'une forte épaisseur des couches sédimentaires (par exemple, présence d'une cuvette sédimentaire), il peut se produire une amplification ou un allongement de la durée du mouvement sismique ; ces effets, dits effets de site particuliers, ne sont pas dus uniquement aux propriétés superficielles du sol dans les 30 mètres sous sa surface.

Comme cela a été indiqué plus haut, tous les composants d'une installation subissant les effets des mouvements sismiques, la sûreté de celle-ci suppose une conception adéquate⁴³¹ d'un ensemble d'équipements (selon l'approche « cas de charge ») sélectionnés pour que ne soient pas compromis, dans le cas d'un réacteur nucléaire, un état sûr et le maintien dans cet état, en considérant différentes situations initiales du réacteur, y compris des situations accidentelles. Mais une approche complémentaire a aussi été mise en œuvre⁴³², il s'agit de l'approche « séisme-événement » (déjà évoquée au paragraphe 11.1) : un second ensemble d'équipements a alors fait l'objet d'une attention particulière, le but étant d'éviter qu'ils puissent venir aggraver le premier ensemble d'équipements en cas de séisme (par leur défaillance ou leur chute par exemple).

La vérification du bon comportement des équipements sous sollicitations sismiques peut être réalisée par calculs (cela est le cas du génie civil ou des structures métalliques), ou par des essais en vraie grandeur sur table vibrante pour des équipements tels que, par exemple, des armoires électriques.

Pour déterminer les sollicitations sismiques subies par les équipements, deux phénomènes sont notamment à prendre en compte :

- l'interaction sol-structures (de génie civil),
- la transmission des mouvements depuis les fondations des bâtiments jusqu'aux différents éléments de structure sur lesquels les équipements sont installés – qui conduit généralement à une amplification des accélérations depuis le niveau des fondations vers les zones les plus hautes des bâtiments⁴³³.

Une pratique acceptable est d'étudier la « réponse » des structures en utilisant des modèles de comportement linéaire (élastique), les incursions dans le domaine plastique pouvant être traitées au cas par cas en fonction des endommagements admissibles des structures.

431. Cela fait notamment l'objet du guide de l'ASN 2/01 du 26 mai 2006, relatif à la prise en compte du risque sismique pour la conception (parasismique) des ouvrages de génie civil d'INB, à l'exception des installations de stockage à long terme des déchets radioactifs.

432. Cette approche a été appliquée à partir des études de conception des réacteurs du palier N4 puis rétrospectivement, lors des réexamens périodiques, aux premières tranches construites dans les années 1970.

433. La transmission des mouvements conduit à définir ce qui est appelé les spectres de planchers.

Parmi les équipements considérés dans la démarche « séisme-événement », les ponts de manutention doivent faire l'objet d'une attention particulière. La chute d'un pont de manutention ou de son chariot peut en effet occasionner des dégâts importants. La prévention de la chute d'un tel pont ou de son chariot, quelle qu'en soit la cause, apparaît donc essentielle : conception, dimensionnement – notamment à l'égard des séismes – et réalisation suivant les meilleures pratiques éprouvées, mise en œuvre de contrôles en service (dont les contrôles prévus par la réglementation sur les appareils et accessoires de levage). Des règles d'exploitation peuvent également être mises en œuvre pour réduire au strict nécessaire les survols de zones présentant des risques, voire en prenant des dispositions garantissant l'absence de survol de certains équipements dans les états du réacteur où leur disponibilité est requise au titre de la démonstration de sûreté...

Il est possible de modifier les sollicitations dynamiques des structures d'une centrale en interposant entre le sol et ces structures des appuis spéciaux formés par des plots en béton armé surmontés de patins en élastomère fretté possédant une grande souplesse horizontale, associée à une grande raideur verticale. Ces appuis peuvent être de deux types :

- des appuis purement élastiques, tels que ceux qui ont été retenus pour le cas de la centrale nucléaire de Cruas-Meyssse ;
- des appuis élastiques dotés de plaques de glissement qui permettent de faire face à des déplacements plus importants ; ils ont été utilisés pour les tranches de la centrale nucléaire de Kœberg (Afrique du Sud) de conception Framatome, implantées sur un site aux caractéristiques sismiques plus contraignantes.

Dans les deux cas, l'ensemble de l'îlot nucléaire est disposé sur un radier unique pour éliminer les problèmes que poseraient les liaisons entre bâtiments indépendants (c'est aussi le cas du réacteur EPR Flamanville 3).

Par ailleurs, les réacteurs du parc électronucléaire ont été équipés d'une instrumentation sismique – suivant en cela les préconisations d'une règle fondamentale de sûreté de 1984 sur ce sujet (RFS I.3.b). L'objectif d'une telle instrumentation est, en cas de survenue de secousses sismiques sur un site, de permettre à l'exploitant concerné une acquisition de données sur ces secousses, en termes de mouvements sismiques auxquels ont été soumis les équipements importants pour la sûreté, afin de les comparer aux mouvements sismiques ayant servi de base à la conception des installations et d'en tirer des éléments d'appréciation quant à la poursuite de l'exploitation des réacteurs du site concerné et aux éventuelles conditions associées (contrôle préalable de certaines structures...).

L'instrumentation sismique mise en place comporte un certain nombre d'accéléromètres judicieusement implantés dans les bâtiments ainsi qu'en « champ libre ». Une alarme est déclenchée en salle de commande lorsqu'une accélération mesurée dépasse 0,01 g.

Dans les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression », applicables au réacteur EPR, un « séisme d'inspection » calé à 0,05 g a été retenu ; il y est indiqué que « après l'occurrence d'un séisme de niveau inférieur ou égal à celui-ci, aucune vérification ou inspection des composants importants pour la sûreté ne devrait être nécessaire avant de ramener ou

de maintenir la tranche en fonctionnement normal. Cependant des dispositions adéquates doivent être mises en place au stade de la conception pour permettre les inspections et les tests qui pourraient s'avérer nécessaires en cas de dépassement de ce niveau d'accélération. »

► Enseignements tirés de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi et évolution de la démarche en matière de risque sismique

L'accident survenu au mois de mars 2011 à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi a conduit à s'interroger sur les risques associés à des aléas externes d'ampleurs supérieures à celles qui ont été retenues pour la conception des réacteurs électronucléaires, qui pourraient de plus affecter simultanément l'ensemble des installations d'un même site, en particulier les risques associés à de tels séismes.

Les dispositions mises en place en France pour les réacteurs du parc électronucléaire à la suite des évaluations complémentaires de sûreté menées à cette fin sont développées au chapitre 36. Elles reposent notamment sur le concept de « noyau dur » d'équipements pouvant résister à un séisme d'intensité supérieure à celle du SMS. De plus, dans le cadre de ces évolutions, Électricité de France a équipé les réacteurs électronucléaires d'un dispositif déclenchant l'arrêt automatique du réacteur (AAR) en cas de dépassement d'un seuil de signal sismique.

Au plan méthodologique, concernant l'aléa sismique, l'Autorité de sûreté nucléaire a demandé⁴³⁴ que le séisme retenu pour les équipements du « noyau dur » :

- soit « *enveloppe du séisme majoré de sécurité (SMS) du site, majoré de 50 %* »,
- soit « *enveloppe des spectres définis de manière probabiliste avec une période de retour de l'ordre de 20 000 ans* »,
- prenne « *en compte pour sa définition les effets de site particuliers et notamment la nature des sols* ».

Pour répondre au deuxième point de cette demande, Électricité de France a mis en œuvre une méthode d'évaluation probabiliste de l'aléa sismique dite PSHA⁴³⁵.

Cette méthode, décrite ici de façon relativement succincte, comporte les étapes suivantes (voir la figure 12.5) :

- il convient tout d'abord de collecter toutes les données géologiques, géophysiques et sismologiques qui serviront à évaluer les taux de récurrence des séismes, en agrégeant les informations « instrumentales » (déduites de mesures

434. Décisions en date du 21 janvier 2015.

435. *Probabilistic Seismic Hazard Assessment*. La méthode a consisté (dans le cas présent) à évaluer, pour une période de retour de 20 000 ans, un spectre de réponse d'oscillateurs du mouvement sismique ayant 0,25 % de probabilité d'être atteint ou dépassé sur une durée de 50 ans. En effet, la période de retour d'un événement qui suit un processus stationnaire que l'on considère obéir à une loi de poisson est égale à $Tr = - \text{durée} / \ln(1 - \text{probabilité de dépassement})$, soit dans le cas des noyaux durs $19\,975 \text{ ans} = - 50 / \ln(1 - 0,0025)$.

qui ne sont disponibles que pour des séismes récents) et historiques (dédiées d'archives écrites);

- l'étape suivante consiste à sélectionner ou développer des modèles sismotectoniques fondés sur une interprétation des données collectées. Ces modèles définissent des « sources sismiques » constituées, soit de failles, soit de zones géographiques ayant des propriétés sismiques et géologiques considérées comme homogènes (zones sismotectoniques). Pour chaque source sismique, la fréquence des séismes est estimée en fonction de leur magnitude, de leur profondeur... La gamme des magnitudes à prendre en compte pour réaliser le calcul d'aléa est également définie;
- il est ensuite nécessaire de sélectionner les équations de prédiction du mouvement sismique⁴³⁶ qui permettront de calculer les mouvements sismiques (en pratique, une distribution caractérisée par une moyenne et un écart-type) pour le site considéré en fonction des paramètres des sources tels que la magnitude et la distance focale. La variabilité des mouvements sismiques est prise en compte dans les calculs en intégrant les prédictions jusqu'à un nombre d'écart-types fixé;
- enfin, la probabilité de dépassement d'une valeur de mouvement du sol au site est évaluée. La prise en compte des caractéristiques du sol sous les installations est nécessaire car les conditions géologiques locales peuvent modifier les mouvements subis par les structures.

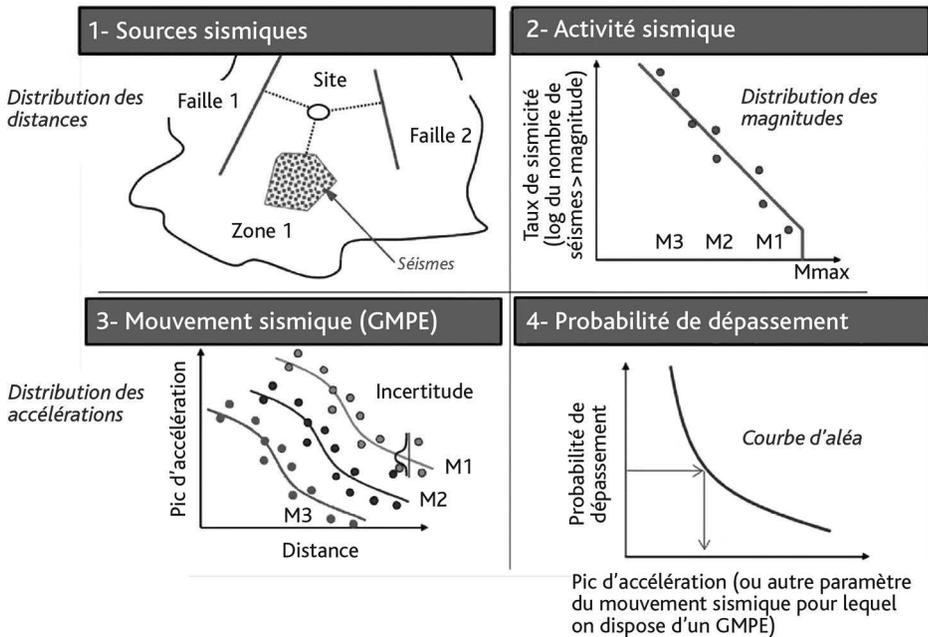


Figure 12.5. Schéma montrant les différentes étapes de la méthode PSHA. Oona Scotti/IRSN.

436. Équations dites GMPE (Ground Motion Prediction Equations).

Il est à noter que le nouveau zonage sismique de la France pour le bâti conventionnel (et les ICPE⁴³⁷), qui est entré en vigueur le 1^{er} mai 2011, repose sur une évaluation probabiliste de l'aléa sismique ; il est toutefois établi en considérant des périodes de retour de séismes inférieures à celles qui sont visées pour les installations nucléaires (supérieures à 10 000 ans).

► Bilan des préconisations adoptées au plan international

Quatre textes pararéglementaires servent en France de références pour la prise en compte des risques sismiques :

- la RFS 2001-01 (2001), « Détermination du risque sismique pour la sûreté des installations nucléaires de base de surface » (qui a remplacé la RFS I.2.c de 1981, « Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations »),
- la RFS I.3.b (1984), « Instrumentation sismique »,
- le guide ASN/2/01 (2006), « Prise en compte du risque sismique à la conception des ouvrages de génie civil d'installations nucléaires de base, à l'exception des stockages à long terme des déchets radioactifs » (qui a remplacé la RFS V.2.g de 1985, « Calculs sismiques des ouvrages de génie civil »),
- la RFS I.3.c (1985), « Études géologiques et géotechniques du site ; détermination des caractéristiques des sols et études du comportement des terrains ».

La RFS I.3.c comporte notamment un certain nombre de préconisations concernant l'étude des sujets suivants :

- le risque de « liquéfaction »⁴³⁸ des sols, qui peut éventuellement survenir lors de séismes de forte intensité ; les résultats de l'étude doivent conduire à démontrer l'existence d'une marge de sécurité suffisante à l'égard des risques de propagation d'une liquéfaction des couches de terrains concernées et des remblais ;
- la stabilité des pentes (terre, roche, etc.), naturelles ou construites ;
- le risque de « rejeu » d'une faille⁴³⁹ : si les reconnaissances des terrains du site mettent en évidence certains accidents pouvant être interprétés comme des manifestations de telles failles, il y a lieu de s'assurer par une analyse détaillée de nature tectonique que le risque de « rejeu » peut être écarté pendant la durée de vie de l'installation. Cela entre dans l'examen du déplacement des

437. Installation classée pour la protection de l'environnement.

438. Il s'agit d'un processus de transformation du comportement d'une substance en un comportement analogue à celui d'un liquide. Pour un sable, la liquéfaction correspond à une perte totale, temporaire ou définitive, de la résistance au cisaillement. Un tel phénomène se produit régulièrement. Les images les plus emblématiques sont celles du séisme de Niigata au Japon en 1964, du séisme de Christchurch en Nouvelle-Zélande en 2011 ou plus récemment en 2018 du séisme à Palu en Indonésie.

439. Mouvement des lèvres (surfaces engendrées par les cassures) d'une faille l'une par rapport à l'autre.

failles à l'origine de l'aléa sismique, encore appelées « failles capables », c'est-à-dire l'étude des failles actives ayant un potentiel significatif de produire un déplacement à la surface du sol.

Pour le cas des séismes, le guide ASN n° 22 énonce deux objectifs de sûreté :

- « *En cas de séisme du domaine de conception étendu, le comportement du cœur (en particulier, la structure des assemblages de combustible), des équipements internes de la cuve ainsi que des mécanismes des grappes ne doit pas faire obstacle à la mise à l'arrêt du réacteur, à son maintien à l'état sous-critique et au refroidissement du combustible.* »
- « *Les éléments structurels doivent avoir une résistance suffisante pour que le compartiment d'entreposage [du combustible usé] assure ses fonctions de sûreté en cas de séisme du domaine de conception étendu.* »

Au plan international, deux documents peuvent notamment être cités :

- la norme NS-R-3, diffusée en 2003 par l'AIEA et qui a fait l'objet d'une révision en 2016, intitulée « Site Evaluation for Nuclear Installations » ;
- le guide de l'association WENRA en date du 11 octobre 2016 intitulé « Guidance Document Issue T: Natural Hazards/Guidance on Seismic Events/Annex to the Guidance Head Document on Natural Hazards ».

La norme NS-R-3 insiste notamment sur l'importance, lors du choix du site d'un projet d'installation nucléaire, d'évaluer le risque de survenue de ruptures de surface⁴⁴⁰ sur ce site, par un examen des « failles capables » effectué sur la base du meilleur état des connaissances géophysiques, géomorphologiques, géodésiques et sismologiques. Si cet examen montre l'existence d'une « faille capable » pouvant affecter la sûreté de l'installation, un autre site doit être recherché.

Le guide WENRA apporte des explications additionnelles, pour le cas des séismes, au document général concernant les « niveaux de référence » (pour les réacteurs électronucléaires) en matière d'agressions naturelles, mis à jour à la lumière des enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi⁴⁴¹. Il énumère et développe un certain nombre de points à examiner (liste non exhaustive) :

- les possibilités d'« effets de site » et de « failles capables » ;
- les phénomènes de toutes natures qui pourraient résulter d'un séisme (instabilités, compaction dynamique ou liquéfaction des sols, incendies, inondations, ruptures de barrages, perte des alimentations électriques externes, conséquences de défaillances dans des installations de l'environnement industriel provoquées par un séisme...);

440. *Surface faulting.*

441. WENRA, 2014. « Guidance Document Issue T: Natural Hazards ».

- l’usage qui peut être fait des approches déterministes (DSHA⁴⁴²) aussi bien que probabilistes (PSHA) dans les études visant à définir les mouvements de sol à prendre en compte pour la conception de base de l’installation ou au titre du domaine de conception étendu;
- la façon de déterminer les mouvements maximaux du sol à retenir pour la conception de base de l’installation, qui doivent être fondés sur des données géologiques, sismologiques, paléosismologiques et géotechniques fiables; des « séismes maximums plausibles »⁴⁴³ sont à déterminer sur la base des dimensions des failles d’intérêt;
- dans le domaine de conception étendu (DEC), des séismes correspondant à des fréquences d’occurrence inférieures à 10^{-4} par an sont à étudier, en intégrant des marges adéquates pour tenir compte des incertitudes; une évaluation des marges et du risque d’« effet falaise » est à mener, par une analyse de la robustesse des équipements permettant d’assurer les fonctions fondamentales de sûreté.

12.4. Inondations externes

C’est presque un paradoxe de considérer qu’en cas d’inondation submergeant la plateforme d’une centrale nucléaire de graves problèmes de refroidissement se poseraient pour les réacteurs de cette centrale. C’est pourtant le cas. En l’absence de dispositions appropriées, les réacteurs pourraient perdre, par submersion ou destruction mécanique, les alimentations électriques externes et internes nécessaires pour entraîner les pompes de refroidissement ainsi que d’autres systèmes, même à turbine, capables d’assurer ce refroidissement pendant une certaine durée. L’inondation (partielle) du site de la centrale nucléaire du Blayais à la fin de l’année 1999 et la submersion de la plateforme de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi au mois de mars 2011 par un tsunami ont, bien que d’ampleurs différentes, mis en évidence les effets et les dégâts que peuvent entraîner des inondations externes sur des équipements importants de réacteurs nucléaires (voir les chapitres 24 et 36).

Sont développés plus particulièrement ci-après le traitement des risques d’inondation de sites nucléaires ayant pour origine une crue de rivière ou une montée du niveau d’eau de la mer – qui concernent les sites en bordure de rivière ou de mer – bien que d’autres phénomènes doivent être pris en compte pour l’aménagement des sites et la conception des réacteurs, par exemple les pluies locales.

► Approche retenue pour la construction des réacteurs du parc électronucléaire français à l’égard des risques d’inondations externes

Électricité de France a d’abord retenu de protéger chacune de ses centrales nucléaires contre les inondations d’origine externe considérées comme plausibles par

442. *Deterministic Seismic Hazard Analysis.*

443. *Maximum Credible Earthquakes.*

un calage adéquat de la plateforme. La façon de déterminer la cote de calage a différé selon le type de site.

Pour les sites des réacteurs de 900 MWe, la pratique a été la suivante :

- pour les sites en bord de rivière (dits fluviaux), le plus haut des niveaux suivants a été retenu :
 - celui qui correspond à une crue millénale estimée,
 - celui qui résulterait de la conjonction de la plus forte crue connue, ou de la crue centennale si elle est plus importante, et de l'effet de l'effacement de l'ouvrage de retenue le plus important situé en amont ;
- pour les sites en bord de mer, la cote correspondant à la conjonction de la marée maximale calculée (coefficient 120) et de la surcote marine millénale a été retenue ;
- pour les sites en bord d'estuaire, le plus haut des niveaux suivants a été retenu :
 - celui qui pourrait résulter de la conjonction de la crue millénale du fleuve et de la marée de coefficient 120,
 - celui qui pourrait résulter de la conjonction du débit centennal, de la rupture du barrage situé en amont le plus contraignant et de la marée moyenne de coefficient 70,
 - celui qui pourrait résulter de la conjonction de la surcote marine millénale et d'une marée de coefficient 120.

Dans tous les cas, la plateforme supportant les matériels importants pour la sûreté a été calée à une cote au moins égale à celle qui était déterminée par cette méthode, des dispositions d'obturation des voies d'accès d'eau situées en dessous de ce niveau étant mises en œuvre.

Il est apparu que, dans le cas des sites pour lesquels la situation « dimensionnante » était la crue millénale, la probabilité d'une telle crue (par définition de l'ordre de 10^{-3} par an) était élevée pour un phénomène susceptible de provoquer des conséquences significatives. De l'avis des spécialistes concernés, il était pourtant illusoire de vouloir déterminer de manière scientifique un débit de crue de probabilité nettement plus faible, en l'absence de loi justifiée en ce domaine. Il a donc été retenu :

- de prendre des précautions particulières pour la détermination du niveau d'eau pouvant résulter de la crue millénale. Dans la mesure du possible, les incertitudes ont été estimées de manière majorante ; la valeur retenue pour le débit de la crue millénale n'a pas été la valeur moyenne calculée, mais la borne supérieure de l'intervalle de confiance à 70 % ;
- de majorer en tout état de cause le débit de 15 %.

Le gain ainsi obtenu ne pouvait pas être chiffré et les organismes de sûreté ont demandé que des parades soient prévues, dans le cadre de la mise en œuvre des plans

d'urgence internes, pour faire face à des crues encore plus importantes. Cette approche a fait l'objet de la règle fondamentale de sûreté RFS I.2.e diffusée en avril 1984, définissant une méthode permettant d'établir la cote majorée de sécurité (CMS), c'est-à-dire le niveau d'eau susceptible d'être atteint en bordure du site et en fonction duquel devaient être mises en œuvre les protections appropriées.

Les autres phénomènes pouvant conduire à une inondation ont été pris en compte au cas par cas, suivant des approches variées.

Grâce au système de surveillance des crues qui peut donner l'alerte plusieurs heures à l'avance, il a été admis qu'un réacteur pourrait être mis dans un état d'arrêt sûr avant la submersion de sa plateforme.

Divers moyens d'obturation des entrées dans les bâtiments importants pour la sûreté ont été étudiés et mis en place par Électricité de France – en particulier pour les plus anciennes centrales des bords de la Loire pour lesquelles le calage de la plateforme avait été fait sur la base de la crue millénale, ce fleuve ne comportant pas de barrage important.

► De l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais au « guide inondation »

La tempête Martin, qui a balayé le sud de la France les 27 et 28 décembre 1999, a causé de nombreux dégâts dont l'inondation d'une partie du site de la centrale nucléaire du Blayais, en provoquant la défaillance de systèmes importants pour la sûreté. Cet événement, décrit au chapitre 24, a montré que les protections du site, définies en tenant compte des niveaux déterminés selon les méthodes préconisées par la RFS I.2.e, n'étaient pas suffisantes, notamment pour ce qui concerne la houle pour un site en bord d'estuaire. Ce sont néanmoins les vagues générées par la tempête dans l'estuaire de la Gironde qui ont mis en défaut les digues de protection de la centrale nucléaire du Blayais.

Cet événement a entraîné la mise en place, dès l'année 2000 (et jusqu'en 2014), d'un renforcement de la protection contre les inondations des sites nucléaires concernés, présenté au chapitre 24 – reposant notamment sur la mise en œuvre d'un concept de « protection volumétrique » et incluant également un rehaussement de certaines digues. Pour le réacteur EPR Flamanville 3, la plateforme a été calée 4 mètres au-dessus de la cote majorée de sécurité.

En parallèle, l'Autorité de sûreté nucléaire a jugé opportun de réviser la RFS I.2.e pour prendre en compte de manière systématique l'ensemble des phénomènes pouvant conduire à l'inondation d'une installation nucléaire (la figure 12.6 en est une illustration schématique).

Les travaux visant la mise à jour de la RFS I.2.e – largement fondés sur le retour d'expérience de l'inondation du site de la centrale nucléaire du Blayais en 1999 – ont été engagés en associant un certain nombre d'organismes (parmi lesquels Électricité de France, Areva et l'IRSN qui en a été le pilote) pour examiner les risques d'inondation de

toutes natures d'origine externe aux installations, avec des études relatives à l'applicabilité de méthodes statistiques pour expliquer des événements de type horsain⁴⁴⁴, aux pluies extrêmes, au traitement des hétérogénéités dans le traitement statistique de données (crues fluviales notamment), à l'analyse historique d'événements exceptionnels (tsunamis sur la côte Atlantique...) ou encore à l'évaluation du risque de percolation à travers des digues⁴⁴⁵. Huit phénomènes ont été pris en compte en plus des cinq traités par la RFS de 1984.

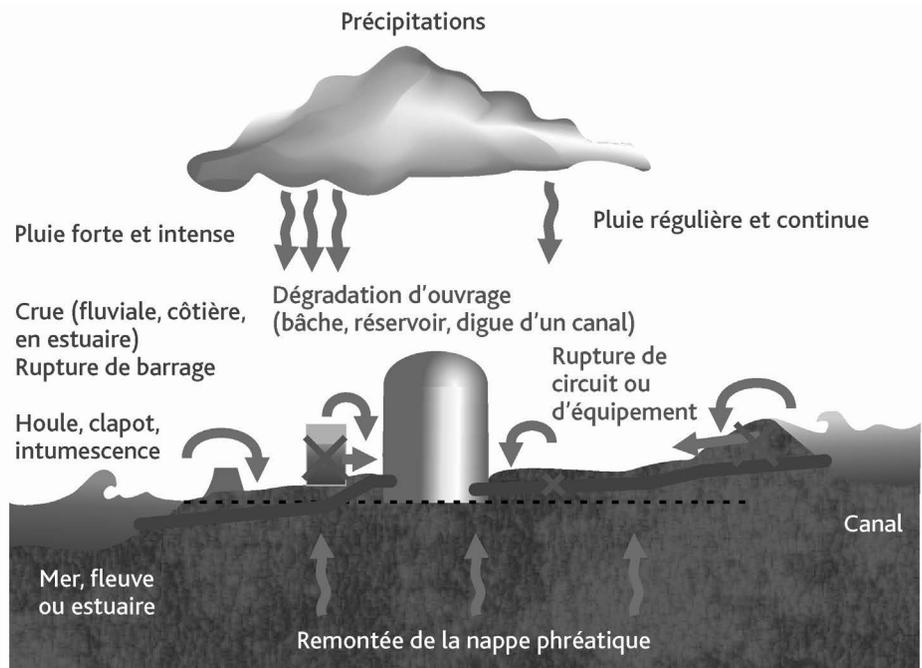


Figure 12.6. Schéma simplifié illustrant les différents phénomènes pouvant conduire à l'inondation d'un site de centrale nucléaire et les conséquences possibles. Georges Goué/IRSN.

Pour chaque phénomène (le niveau marin et les événements associés – y compris les tsunamis –, les crues de rivière et les événements associés, les phénomènes pouvant affecter tous les types de sites [pluies et ruissellement, remontées de nappes d'eau souterraines, ruptures de barrage]), ont été examinés :

- les données de base,
- les paramètres physiques à quantifier (intensité, volume, niveau d'eau...),

444. Dans le domaine des statistiques, un horsain désigne une observation dont la valeur s'écarte significativement de celles des autres observations d'un même échantillon de données.

445. Les acquis dans ce domaine sont présentés dans l'ouvrage « L'aléa inondation – État de l'art préalable à l'élaboration du guide inondation pour les installations nucléaires », IRSN, série Avis et rapports/rapports d'expertise/sûreté nucléaire, 2013.

- les méthodes de caractérisation existantes (déterministes ou statistiques), en identifiant les limites de ces méthodes,
- l'identification et la prise en compte des incertitudes,
- l'influence des évolutions climatiques,
- la dépendance entre les différents phénomènes ou événements.

Cela a conduit au guide ASN n° 13⁴⁴⁶ (« guide inondation »), diffusé en 2013 et destiné notamment aux exploitants, qui présente des recommandations pour l'évaluation et la quantification des risques d'inondation externe, ainsi que pour la définition des moyens de protection adaptés pour y faire face, cela en considérant une large variété de situations pouvant découler d'une inondation : l'isolement d'un site (voies d'accès impraticables), l'indisponibilité de fonctions supports (alimentations électriques externes, prise d'eau [colmatée par des débris], moyens de secours externes...), l'agression simultanée de plusieurs installations du site concerné... Comme cela a été indiqué plus haut, l'élaboration du guide s'est inscrite dans la continuité des enseignements tirés de l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais à la fin de 1999. Au-delà des enseignements directs, l'état de l'art réalisé a permis une réflexion de fond s'appuyant sur les progrès des connaissances pour assurer une prise en compte plus complète et plus robuste des risques d'inondation externe. Le guide ASN n° 13 constitue ainsi un texte de référence non seulement pour les nouveaux projets d'installations nucléaires mais aussi pour les réévaluations de sûreté décennales des réacteurs en exploitation.

Suivant les préconisations du guide ASN n° 13, des « situations de référence pour les risques d'inondation », dites SRI⁴⁴⁷, sont à définir à partir d'événements ou de conjonctions d'événements dont les caractéristiques sont éventuellement majorées (conjonctions pénalisantes ou majorations permettant de compenser les limites des connaissances). Des conjonctions sont retenues lorsqu'une dépendance est avérée ou présumée entre des événements susceptibles de causer une inondation. En outre, lorsqu'un risque de concomitance a été identifié au regard de la durée et de la fréquence de l'un ou l'autre des événements, leur conjonction est à retenir.

Le guide ASN énumère les différentes SRI à prendre en compte :

- **pour tous les sites, au minimum les cinq SRI suivantes :**
 - les pluies locales,
 - la crue dans un petit bassin versant,

446. Guide ASN n° 13 « Protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes », 8 janvier 2013.

447. Le risque d'inondation externe se différencie des autres agressions externes par la diversité des phénomènes à prendre en compte. Du fait de cette diversité, la capacité à déterminer des événements extrêmes est variable. Le groupe de travail a cherché à définir des SRI pour lesquelles la probabilité de dépassement serait, en ordre de grandeur, de 10^{-4} /an, en tenant compte des incertitudes. Toutefois, les préconisations du guide ne se réfèrent pas explicitement à une valeur de probabilité de dépassement.

- la dégradation ou la rupture d'ouvrages ou d'équipements,
 - l'intumescence⁴⁴⁸,
 - une remontée de la nappe phréatique;
- **pour tous les sites fluviaux :**
- la crue dans un grand bassin versant – le débit de référence correspond au débit maximal instantané associé à la crue millénale en considérant la borne supérieure de l'intervalle de confiance à 70 %, majorée de 15 % –,
 - la rupture d'un ouvrage de retenue – la rupture de l'ouvrage de retenue conduisant aux conditions les plus contraignantes pour le site est à considérer –,
 - le clapot⁴⁴⁹;
- **pour tous les sites en bord de mer :**
- les marées – le niveau maximal de la marée théorique est cumulé à la surcote millénale (borne supérieure de l'intervalle de confiance à 70 %), majorée pour tenir compte des incertitudes sur l'évaluation des surcotes rares (horsains) –,
 - les vagues (vagues océaniques et clapot),
 - les seiches⁴⁵⁰,
 - les tsunamis...

avec des considérations particulières pour les sites en bordure d'estuaires.

L'exploitant d'une installation nucléaire doit bien entendu effectuer un suivi de l'évolution des risques d'inondation de son site et prendre des dispositions pour acquérir, tout au long de l'exploitation de son installation, les données qualitatives et quantitatives en la matière.

Le guide ASN n° 13 présente un certain nombre de préconisations sur la façon d'évaluer les conséquences, sur un site d'installation nucléaire, des différents

448. L'intumescence est une onde de déformation de la surface libre de l'eau dans un canal, induite par une variation brutale de la vitesse (du débit) de l'écoulement. Ce phénomène est analogue aux « coups de bélier » pour les écoulements dans les conduites. L'intumescence peut s'observer lors d'un arrêt ou d'un démarrage brutal de groupes d'une usine hydroélectrique au fil de l'eau, ou de pompes du circuit d'eau brute dans un canal de prise d'eau d'une centrale nucléaire en circuit ouvert.

449. Effet du vent sur la surface de l'eau.

450. Une seiche est une onde stationnaire qui peut se manifester dans des plans d'eau fermés ou semi-fermés tels qu'un port, un bassin, un lac ou une baie. Dans un bassin maritime semi-fermé, les seiches sont dues à la pénétration d'ondes longues provenant du large. Leur période est généralement comprise entre deux et quelques dizaines de minutes. Si la période de la seiche coïncide avec la période de résonance du bassin, elle peut être amplifiée à l'intérieur du bassin. Ce balancement peut se poursuivre pendant quelques minutes, quelques heures voire plusieurs jours même lorsque le phénomène initiateur a disparu.

phénomènes précités et sur les dispositions de protection qui peuvent être mises en place afin d'assurer le maintien des fonctions fondamentales de sûreté, tant organisationnelles que matérielles; ces dispositions doivent viser à disposer de plusieurs «lignes de défense», aussi indépendantes que cela est raisonnablement possible. Le guide préconise également que le risque d'«effet falaise» soit évalué pour chaque SRI.

Le guide évoque également le cas où la protection des installations à l'égard d'une SRI repose en partie sur un système d'alerte, sujet développé ci-après.

► Gestion de situations d'alerte d'inondation

Parmi les multiples questions d'intérêt, en termes de sûreté, soulevées par l'inondation partielle de la centrale nucléaire du Blayais, ont été examinées celles de la surveillance des sites des centrales nucléaires de production d'électricité à l'égard des risques d'inondation et de la gestion à adopter en cas d'alerte. Le schéma de la figure 12.7 montre l'articulation des différents sujets traités.

| Protection du CNPE et des équipements importants pour la sûreté (IPS) | Surveillance et détection | Moyens d'action |
|---|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> ► Caractérisation des aléas « inondation externe » | <ul style="list-style-type: none"> ► Définition et caractérisation d'un système d'alerte « inondation » | <ul style="list-style-type: none"> ► Traitement des risques de perte de la source froide ou des alimentations électriques externes du CNPE en situation d'inondation |
| <ul style="list-style-type: none"> ► Détermination des équipements et locaux à protéger ► Réexamen des dispositifs de protection et définition des modifications ou améliorations matérielles nécessaires | <ul style="list-style-type: none"> ► Amélioration des principes de surveillance et de maintenance des dispositifs de protection ► Réexamen des moyens de surveillance et de détection d'eau dans les locaux | <ul style="list-style-type: none"> ► Mise en place de procédures « inondation » ► Adaptation de l'organisation de crise du CNPE |
| <ul style="list-style-type: none"> ► Définition des actions préventives nécessaires (avec système d'alerte) pour protéger le CNPE et les équipements IPS | | <ul style="list-style-type: none"> ► Gestion des éventuelles fuites dans les locaux (moyens de pompage...) |

Figure 12.7. Schéma illustrant les différents sujets examinés après l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais. IRSN.

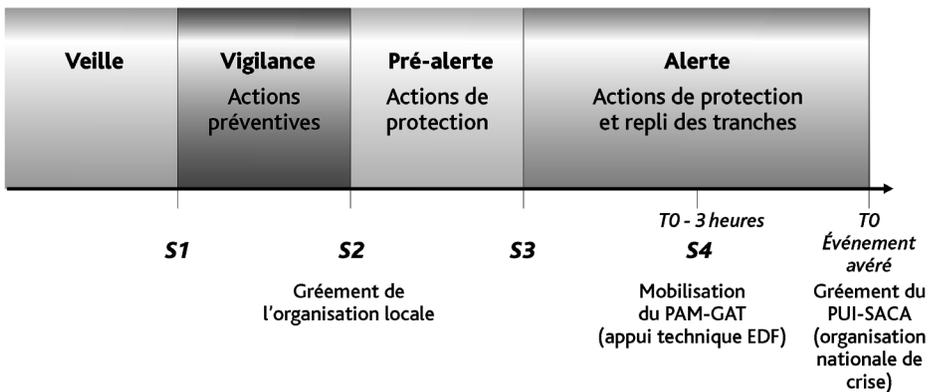
Lorsque cela a été jugé approprié, un système d'alerte « inondation » a été mis en place à l'égard des inondations externes prédictibles (notamment les crues fluviales ou côtières, les pluies) de façon à anticiper les actions à mettre en œuvre pour protéger les sites (par exemple, la fermeture d'un accès dans une digue, la vérification de l'étanchéité de la « protection volumétrique », la surveillance de la station de pompage, le « repli » des réacteurs en état d'arrêt...) ou à acheminer à temps les ressources humaines et matérielles nécessaires si le site devait être momentanément isolé.

La nécessité et la caractérisation de ce système d'alerte (degré d'anticipation, nombre de phases) dépendent de la vulnérabilité du site face aux différents phénomènes d'inondation externe et plus précisément aux risques suivants :

- risque d'inondation de la plateforme de l'îlot nucléaire,
- risque d'isolement du site (site inaccessible),
- risque de perte des alimentations électriques externes des réacteurs du site,
- risque de dégradation de la fonction de filtration de la prise d'eau (source froide) qui pourrait mettre en cause la capacité des réacteurs à pomper l'eau dont elles ont besoin, en cas de présence de débris charriés par l'inondation.

Ce système d'alerte doit être étroitement associé à des procédures spécifiques « inondation » qui prescrivent les actions à réaliser sur le site avant et au cours de l'inondation. Il doit procurer un degré d'anticipation suffisant et peut comporter jusqu'à quatre phases graduelles, comme cela est schématisé sur la figure 12.8 ci-après : veille (fonctionnement normal), vigilance (actions préventives), pré-alerte (actions renforcées) et alerte (repli des tranches en état sûr).

Par ailleurs, l'organisation de crise est adaptée pour tenir compte des spécificités d'une situation d'inondation externe : d'une part, tous les réacteurs d'un même site peuvent être simultanément affectés, d'autre part le site peut être isolé (difficultés d'accès et d'acheminement de ressources humaines et matérielles sur le site). La phase d'alerte conduit à mettre en œuvre le plan d'urgence interne (PUI) – voire à activer l'organisation nationale de crise impliquant Électricité de France, l'ASN, le ou les préfets concernés, l'IRSN... –, sachant que dès la phase de pré-alerte, une organisation de crise interne au site (organisation dite « INFRA PUI ») est mise en place.



Si = seuil lié à l'aléa (débit d'un fleuve, prévision de volume de pluie, prévision de hauteur de houle...)

PAM-GAT = Plan d'appui et de mobilisation - Gréement de l'assistance technique

PUI-SACA = Plan d'urgence interne - Sécurité aléas climatiques et assimilés

Figure 12.8. Schéma illustrant le principe du système d'alerte d'inondation pour un site de centrales nucléaires. IRSN.

► Enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi en matière de risques d'inondation externe

De la même manière que pour le cas des risques sismiques, l'accident survenu au mois de mars 2011 à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi a conduit à

s'interroger sur les risques d'inondations externes d'ampleurs supérieures à celles qui étaient retenues pour la conception des réacteurs électronucléaires, qui pourraient affecter simultanément l'ensemble des installations d'un même site (voir le chapitre 36).

Les dispositions mises en place pour les réacteurs du parc électronucléaire, à la suite des évaluations complémentaires de sûreté, sont notamment fondées sur le concept de « noyau dur » d'équipements pouvant résister à des inondations externes d'ampleurs supérieures à celles pour lesquelles les centrales étaient protégées.

– **Niveaux marins :**

Pour les sites du Blayais et de Gravelines, Électricité de France a suivi les préconisations du guide ASN n° 13 en ajoutant, pour définir la protection des équipements du « noyau dur », une majoration forfaitaire de 50 cm au niveau marin correspondant à la marée théorique maximale avec une surcote millénale. Pour calculer la surcote millénale, une approche statistique intégrant les informations régionales et historiques a été mise en œuvre. Certains aspects (prise en compte d'horsains par exemple) sont approfondis dans le cadre de travaux de recherche et de développement, de façon compatible, en termes de calendrier, avec le déploiement prévu des protections des équipements du « noyau dur » sur ces deux sites.

– **Niveaux fluviaux :**

Pour les niveaux fluviaux, Électricité de France a majoré de 30 % la crue fluviale de référence pour la protection des équipements du « noyau dur », notamment au regard du comportement des ouvrages hydrauliques pour ces niveaux de crue.

– **Pluies, inondations induites par un séisme :**

Pour la protection des équipements du « noyau dur », Électricité de France a retenu trois scénarios de déversement d'eau directement sur la plateforme des sites nucléaires : des pluies centennales doublées, des pluies centennales associées à une obstruction totale du réseau d'eaux pluviales ainsi qu'une inondation induite par la rupture d'ouvrages ou d'équipements du site sous l'effet d'un séisme « noyau dur ». Des valeurs de découplage ont été retenues par Électricité de France pour dimensionner les protections des équipements du « noyau dur » de chaque site, en intégrant une marge variable selon les sites par rapport à la lame d'eau maximale ainsi calculée.

► **Bilan des préconisations ou des exigences adoptées au plan international**

Comme cela a été évoqué plus haut, en France, la prise en compte du risque d'inondation pour les installations nucléaires a fait l'objet de la RFS I.2.e (1984), « Prise en compte du risque d'inondation d'origine externe », remplacée ensuite par le guide ASN n° 13 (2013), « Protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes ».

Des préconisations plus récentes sont formulées dans le guide ASN n° 22, qui ont été rappelées au paragraphe 12.1. Celles qui sont de portée générale s'appliquent bien entendu aux risques d'inondations d'origine externe.

Au plan international, les documents suivants peuvent être cités :

- la norme NS-R-3, diffusée en 2003, qui a fait l'objet d'une révision en 2016, intitulée « Site Evaluation for Nuclear Installations » – déjà évoquée au paragraphe 12.3 –,
- le guide de l'association WENRA en date du 11 octobre 2016 intitulé « Guidance Document Issue T: Natural Hazards/Guidance on External Flooding/Annex to the Guidance Head Document on Natural Hazards ».

Le guide WENRA apporte des explications additionnelles, pour le cas des inondations d'origine externe, au document général concernant les « niveaux de référence » en matière d'agressions naturelles, mis à jour à la lumière des enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi⁴⁵¹. Ce guide :

- dresse une liste des très nombreux phénomènes pouvant conduire *in fine*, directement ou indirectement, à l'inondation d'un site d'installation nucléaire (y compris les glissements de terrain, la fonte de neige ou d'un glacier...);
- souligne, comme pour le cas du séisme, la nécessité de tenir compte des combinaisons plausibles d'agressions avec l'inondation externe et des effets induits par cette dernière;
- énumère, pour l'étude de la protection de l'installation, un certain nombre de phénomènes susceptibles de survenir sur le site lui-même du fait de l'inondation et de mettre en cause le bon fonctionnement des équipements permettant d'assurer les fonctions de sûreté (engorgement de conduites, obstruction par des débris de conduite ou d'exutoires, inaccessibilité du site ou de locaux de l'installation...);
- fournit, comme pour le séisme, des éléments quant à la façon de déterminer les paramètres d'intérêt à retenir pour la conception de base de l'installation (hauteur d'eau, débit d'eau...), qui doivent prendre en compte les données historiques les plus larges et fiables disponibles, et, dans un souci d'anticipation, prendre en compte, autant que nécessaire, les évolutions attendues du climat pour la durée de vie prévue pour l'installation;
- préconise la prise en compte, dans le domaine de conception étendu, d'inondations externes correspondant à des fréquences d'occurrence inférieures à 10^{-4} par an, en y intégrant des marges adéquates pour tenir compte des incertitudes; une évaluation des marges et des risques d'« effet falaise » est à mener, par une analyse de sensibilité des facteurs d'influence sur les caractéristiques des inondations, afin d'évaluer la vulnérabilité des équipements permettant d'assurer les fonctions fondamentales de sûreté en situation d'inondation externe.

451. WENRA, 2014. « Guidance Document Issue T: Natural Hazards ».

12.5. Températures extrêmes

12.5.1. « Grands froids »

Les réacteurs à eau sous pression de 900 MWe et de 1 300 MWe ont été conçus pour pouvoir fonctionner en cas de période de froid, en retenant une température de dimensionnement de -15 °C (température considérée sans limitation de durée). Aucune démarche particulière n'existait alors pour la prise en compte de températures inférieures correspondant à des « grands froids ».

Lors des hivers rigoureux de 1985-1986 et 1986-1987, un certain nombre d'incidents dus au gel sont survenus en France (ils ont notamment conduit à des dysfonctionnements de dispositifs de mesure situés à l'extérieur des locaux). Électricité de France a alors établi une démarche nationale applicable à l'égard des « grands froids » visant à permettre la production d'électricité dans des conditions satisfaisantes de sûreté; elle doit permettre aux installations de faire face à des températures bien inférieures à celle du dimensionnement (avec des pics pouvant durer 6 heures et atteindre -33 °C pour certains sites). Cette démarche qui a été appliquée dès la conception des réacteurs de 1 450 MWe et de l'EPR, a été mise en œuvre pour les réacteurs en exploitation de 900 MWe et ceux de 1 300 MWe lors de leurs réexamens périodiques. Les études réalisées par Électricité de France l'ont conduit à mettre en place plusieurs modifications matérielles dans les réacteurs en exploitation (installation de moyens de chauffage supplémentaires, diminution des débits de ventilation dans certains locaux, amélioration de la protection contre le froid de matériels présents dans les stations de pompage...) et organisationnelles (mise en œuvre de consignes d'exploitation en cas de « grands froids », applicables du mois d'octobre jusqu'au mois d'avril de l'année suivante).

Toutefois, les évolutions possibles du climat doivent faire l'objet d'une grande vigilance. La « veille climatique » engagée par Électricité de France, décrite au paragraphe 12.2, est ainsi mise à profit dans les études associées aux réévaluations de sûreté, notamment celles qui sont associées aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe.

12.5.2. « Grands chauds »

Lors des étés caniculaires de 2003 et de 2006 (ainsi que, plus récemment, de 2015 et de 2019), les températures observées sur certains sites ont dépassé les températures retenues lors de la conception des réacteurs du parc en exploitation. Aussi, à l'instar de la démarche adoptée pour les « grands froids », Électricité de France a mis en œuvre une démarche nationale à l'égard des « grands chauds » pour pouvoir assurer la production d'électricité en cas de canicule dans des conditions satisfaisantes de sûreté. Notamment, Électricité de France s'est assuré que les températures maximales⁴⁵² de l'air et de la source froide susceptibles d'être observées d'ici 2030 ne

452. Jusqu'à 45,9 °C pour la température « instantanée » de l'air sur le site de Golfech et jusqu'à 36 °C pour la température « instantanée » de la source froide pour le site de Dampierre-en-Burly.

seraient pas de nature à porter atteinte à la disponibilité et au bon fonctionnement des matériels nécessaires pour ramener et maintenir les tranches dans un état d'arrêt sûr et pour limiter les conséquences radiologiques. Dans certains cas, des améliorations possibles ont été mises en évidence pour assurer le bon comportement de certains matériels. Électricité de France a alors réalisé des modifications matérielles ou organisationnelles, touchant aussi bien à la conception qu'à l'exploitation ; à titre d'exemples, les modifications suivantes ont été mises en œuvre :

- une protection thermique de réserves d'eau,
- une augmentation des performances des échangeurs utilisés pour refroidir certains équipements importants pour la sûreté,
- le remplacement et l'augmentation des performances de certains groupes de climatisation,
- la mise en place de procédures d'arrêt d'équipements non importants pour la sûreté dont le fonctionnement pourrait entraîner une augmentation de la température dans des locaux,
- des évolutions des procédures de conduite afin d'éviter de dépasser les capacités thermiques des composants importants pour la sûreté.

La démarche retenue pour le réacteur EPR est différente dans la mesure où les températures maximales susceptibles d'être observées d'ici la fin du XXI^e siècle (42 °C pour la température maximale instantanée de l'air du site de Flamanville) ont été prises en compte dès la conception de l'installation (bâtiments, systèmes de ventilation...).

Comme dans le cas des « grands froids », la « veille climatique » d'Électricité de France est mise à profit dans les études associées aux réévaluations de sûreté, notamment celles qui sont associées aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe.

Enfin, il convient de noter⁴⁵³ que l'eau prélevée dans les cours d'eau ou dans la mer pour refroidir le réacteur est, de manière générale, rejetée à une température plus élevée, soit directement, soit après refroidissement dans des tours aéroréfrigérantes permettant une évacuation partielle de la chaleur dans l'atmosphère.

Dans le cas des centrales nucléaires utilisant un cours d'eau, l'Autorité de sûreté nucléaire a défini pour chaque site les conditions de rejet de l'eau utilisée pour le refroidissement. Afin de préserver l'environnement, notamment l'écosystème, l'échauffement du cours d'eau dû au fonctionnement de la centrale nucléaire ainsi que la température de l'eau à son aval sont encadrés par des valeurs limites. En cas de dépassement de ces valeurs limites, l'exploitant doit réduire la puissance du réacteur ou l'arrêter. Un assouplissement temporaire des valeurs limites des rejets thermiques peut être autorisé par l'Autorité de sûreté nucléaire en cas de besoin du réseau électrique,

453. Ce point ne concerne pas la conception des réacteurs nucléaires mais il mérite d'être signalé (voir le site de l'Autorité de sûreté nucléaire).

comme cela a été le cas durant les épisodes caniculaires des étés 2003 et 2006. Dans ce cas, la surveillance de l'environnement est renforcée.

12.6. Agresseurs possibles de la source froide

Le combustible nucléaire présent dans le cœur du réacteur (que celui-ci soit en fonctionnement ou à l'arrêt) ou dans la piscine d'entreposage a besoin en permanence d'être refroidi. À cette fin, une « source froide » est nécessaire. Il s'agit généralement d'eau de mer ou d'eau de rivière selon l'implantation géographique de la centrale. L'eau est prélevée dans le milieu naturel au niveau d'une station de pompage qui va alors la filtrer par deux étages de filtration (grille de préfiltration puis filtration fine – voir la figure 12.9). Des pompes assurent la circulation de l'eau vers des échangeurs de chaleur où elle s'échauffe avant d'être rejetée dans le milieu naturel. Un niveau d'eau dans la station de pompage et un débit suffisants doivent être assurés pour permettre le fonctionnement de ces pompes.

Étant à l'interface avec le milieu naturel, la station de pompage, qui regroupe les éléments nécessaires à la filtration et à la circulation de l'eau, est particulièrement exposée aux conditions climatiques et environnementales. Une obstruction de la prise d'eau ou une augmentation significative des pertes de charge dans les organes de filtration peuvent survenir et avoir des conséquences importantes sur la sûreté des réacteurs. On parle alors de colmatage de la source froide. Des dispositions sont prévues à la fois pour éviter un tel colmatage et pour en limiter les conséquences s'il devait se produire.

Au cours des années d'exploitation des centrales françaises ou étrangères, de nombreux événements ont affecté la source froide de réacteurs électronucléaires. Parmi ceux-ci, les plus notables observés récemment en France sont, en termes de conséquences pour la sûreté :

- l'ensablement du canal d'amenée de la centrale nucléaire de Chinon, observé au mois de décembre 2005,
- la prise en glace de la prise d'eau de la centrale de Chooz B le 9 janvier 2009⁴⁵⁴,
- le colmatage total de la source froide à la centrale nucléaire de Cruas-Meysses, survenu le 1^{er} décembre 2009⁴⁵⁵.

454. Dans la nuit du 9 janvier 2009, la température de la Meuse descend en dessous de zéro. De la glace colmate la grille anti-intrusion située en amont de la station de pompage de la centrale. Au matin, le niveau d'eau a baissé de deux mètres dans le canal qui alimente la source froide des réacteurs au point de menacer l'approvisionnement des pompes.

455. En début de soirée du 1^{er} décembre 2009, une cinquantaine de tonnes de végétaux s'accumulent sur les grilles de la station de pompage des réacteurs n° 3 et n° 4 de la centrale de Cruas-Meysses (Ardèche). Dès lors, une perte totale de source froide va affecter l'unité de production n° 4 qui doit être mise à l'arrêt.

Tambours, dégrilleurs et drome flottante protègent la source froide contre des agresseurs naturels

Pour garantir la disponibilité permanente de la source froide, essentielle au refroidissement des centrales, de nombreuses améliorations ont été apportées. Tambours filtrants, dégrilleurs et drome flottante : trois systèmes protègent la source froide contre les risques liés aux colmatants.

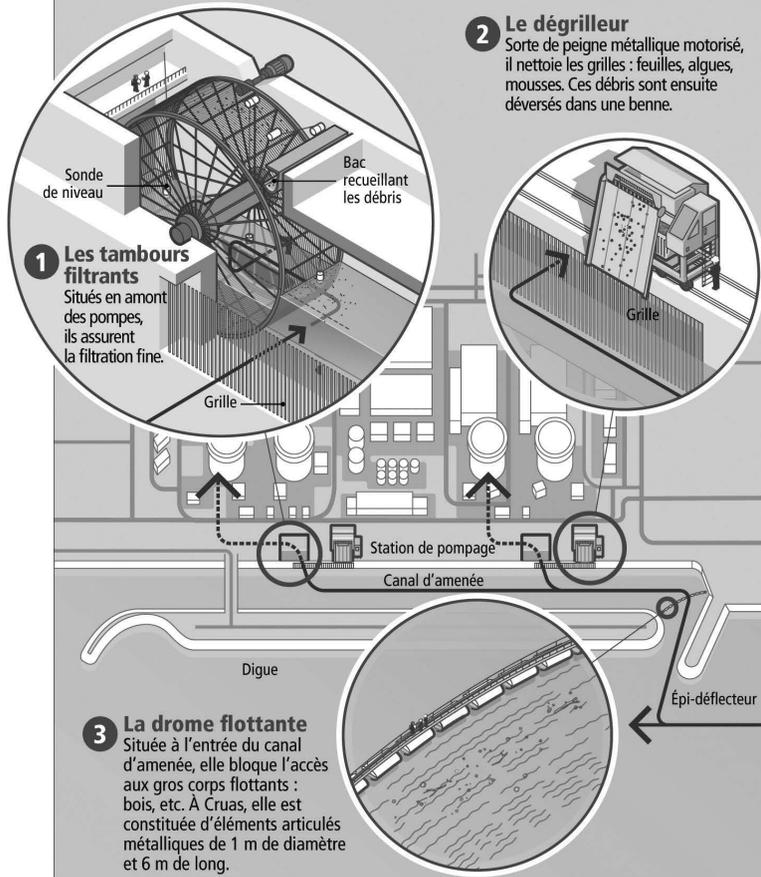


Figure 12.9. Schéma montrant les diverses dispositions de protection des sources froides des centrales nucléaires contre les risques liés aux « colmatants ».

Les « colmatants » peuvent être de diverses origines : végétale (algues par exemple), animale (alevins entre autres), minérale (glace, frasil) ou anthropique (hydrocarbures) ; ils dépendent de l'environnement et varient donc en fonction des sites des centrales. Selon leurs dimensions, les colmatants affectent différents étages de la filtration avec une cinétique variable : les colmatants de grandes dimensions s'accumulent sur les grilles de la prise d'eau selon une cinétique généralement lente,

les colmatants de plus petite taille affectent les étages de filtration fine selon une cinétique plus rapide; les particules les plus fines traversent les éléments de filtration et encrassent les échangeurs de chaleur, dégradant alors leurs capacités d'échange thermique.

Le frasil est une formation de cristaux de glace dans l'eau lorsque le froid est prononcé (voir la figure 12.10). L'eau reste sous forme liquide dans un état thermodynamiquement instable bien que sa température soit légèrement inférieure à sa température de fusion. Selon les conditions, ces cristaux de glace s'agglomèrent quand ils rencontrent des obstacles ou migrent vers la surface de l'eau.

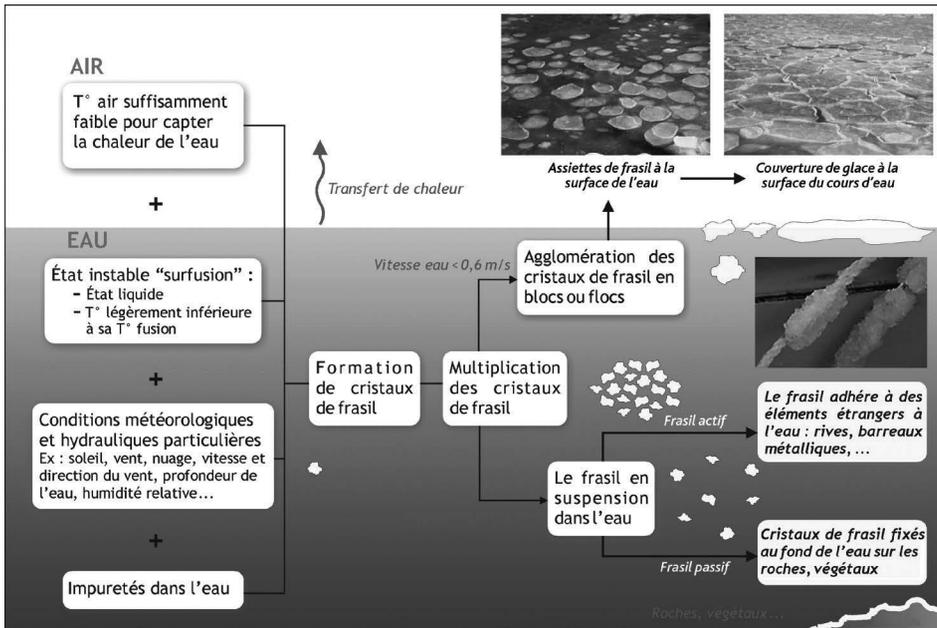


Figure 12.10. Formation et évolution du frasil dans un cours d'eau. Georges Goué/Médiathèque IRSN.

On parle d'arrivée massive de colmatants quand le réacteur affecté est contraint d'interrompre sa production électrique: les pompes qui assurent la circulation de l'eau de refroidissement indispensable à la production d'électricité, dites « pompes de production », sont arrêtées.

Une arrivée massive de colmatants est une agression qui affecte régulièrement les centrales françaises: environ 80 événements de colmatage ont été dénombrés entre 1979 et 2013. Ce nombre ne doit pas masquer une grande disparité entre les sites: pour certains sites (Belleville-sur-Loire, Nogent-sur-Seine, Saint-Alban, Saint-Laurent-des-Eaux B et Cattenom), il n'a jamais été observé d'arrivée massive de colmatants, alors que, pour d'autres comme ceux du Blayais ou de Paluel, de tels événements surviennent régulièrement.

Des systèmes d'alerte permettent une surveillance graduée des sources froides lors des périodes à risque ou selon l'imminence de l'arrivée de colmatants. Néanmoins, à ce jour, la principale parade pour faire face à l'arrivée massive de colmatants consiste à diminuer fortement le débit d'eau appelé par la station de pompage afin de réduire la cinétique d'encrassement des grilles ou des filtres et les pertes de charge au travers des éléments filtrants, et ainsi préserver sur le long terme un débit compatible avec le refroidissement des composants importants pour la sûreté: pour ce faire, l'exploitant arrête les « pompes de production ». À la suite de l'événement de Cruas de 2009 et en complément des mesures existantes, Électricité de France a généralisé la mise en place d'une mesure du niveau d'eau dans les stations de pompage, associée à un automatisme qui met à l'arrêt les pompes de production en cas de bas niveau d'eau, ainsi que d'une interface adaptée pour que les opérateurs disposent des valeurs de ces mesures en salle de commande.

À l'égard des autres agresseurs de la source froide, Électricité de France met en œuvre une surveillance et des dispositions adaptées; à titre d'exemples :

- pour les centrales identifiées comme sensibles au risque de frasil, une surveillance est réalisée selon une règle particulière de conduite. Des modifications matérielles ont également été mises en place, telles qu'une recirculation hivernale qui amène de l'eau chaude au niveau de la préfiltration dans la station de pompage;
- l'évolution du niveau des cours d'eau est surveillée quotidiennement et des conventions avec les exploitants des ouvrages de retenue d'eau permettent de réguler le débit de ces cours d'eau afin que ceux-ci restent à un niveau compatible avec la sûreté des installations nucléaires installées sur leurs berges;
- des mesures régulières de bathymétrie du milieu naturel jusqu'aux prises d'eau permettent de détecter un éventuel ensablement d'un canal d'amenée et d'engager un dragage si nécessaire.

En tout état de cause, les situations accidentelles qui correspondent à la perte d'alimentation en eau de la source froide sont étudiées dans la démonstration de sûreté des réacteurs (voir le chapitre 13 consacré au domaine complémentaire).

12.7. Quelques autres agressions externes d'origine naturelle

Pour tenir compte des vents forts et de la neige, les concepteurs du génie civil utilisent les règles « Neige et Vent » qui ne sont pas spécifiques du domaine nucléaire. Les chargements retenus sont importants mais ne correspondent cependant pas à des fréquences aussi faibles que celles qui sont mentionnées plus haut pour d'autres agressions externes, les statistiques étant limitées. Aussi, les concepteurs peuvent être amenés à prendre des marges de sécurité supplémentaires en fonction de l'importance de ce qui est à protéger. Depuis le début des années 2000, des Eurocodes (en version définitive) sont aussi utilisés.

12.8. Chutes accidentelles d'aéronefs (hors malveillance)

Il n'y a pas grand-chose de comparable entre un avion d'aéroclub et un avion « gros porteur » de l'aviation commerciale. Par ailleurs, le trafic aérien n'est pas homogène sur l'ensemble du territoire, et les phases de vol au cours desquelles les accidents arrivent le plus souvent sont l'atterrissage et le décollage. Il n'est donc pas possible de traiter de ce risque de manière trop globale. Il s'agit en revanche d'une activité sur laquelle il existe de très nombreux chiffres. Cela a historiquement permis une approche et une évaluation statistique du risque, mise en œuvre pour la conception, notamment, des réacteurs du parc électronucléaire français, qui n'est que résumée ici.

► Approche historiquement adoptée pour les réacteurs du parc électronucléaire

Trois groupes d'aéronefs ont été distingués :

- le premier groupe concerne l'aviation commerciale avec les avions de transport de passagers, de fret, et les avions postaux ; tous les avions civils de masse supérieure à 5,7 tonnes ont été placés dans cette catégorie ;
- le deuxième groupe est celui de l'aviation militaire ;
- le troisième groupe est celui de l'aviation générale (les avions de masse inférieure à 5,7 tonnes).

Les données statistiques ont permis d'estimer les moyennes annuelles de chutes sur le territoire national : un avion de ligne, plusieurs avions militaires et plusieurs centaines de petits avions. Pour les trois types d'aviation, il a été considéré que les probabilités se divisaient en trois tiers : un gros tiers à l'atterrissage, un tiers en route, un petit tiers au décollage. Pour une installation située en dehors des zones d'approche et d'envol, la probabilité pouvait donc être divisée par un facteur 3.

Cela a permis de déterminer, en moyenne sur la surface totale du territoire français, des probabilités annuelles de chute en dehors des zones d'aérodromes, puis, compte tenu des surfaces virtuelles des installations nucléaires, les probabilités annuelles d'impact sur ces installations : elles ont ainsi été estimées à environ 10^{-8} pour l'aviation commerciale, 10^{-7} pour l'aviation militaire et quelques 10^{-6} pour l'aviation générale.

Ces évaluations présentaient généralement des conservatismes : elles ne tenaient compte, ni des interdictions de survol qui peuvent être prescrites, ni de la possibilité d'éviter certains points de chute dans de nombreux cas d'accident.

Disposant ainsi de probabilités d'impact, il a été possible de se prononcer sur les risques associés, en considérant que, en l'absence de protection particulière, tous les équipements implantés dans un bâtiment touché seraient détruits, ce qui était également pessimiste.

Diffusée au mois d'août 1980, la règle fondamentale de sûreté relative aux risques liés aux chutes d'avions (RFS I.2.a) donne les indications suivantes :

- « l'ordre de grandeur (logarithmique) de la probabilité limite pour accepter l'éventualité d'un dégagement inacceptable de substances radioactives à la limite du site, pour chacune des fonctions de sûreté, est de 10^{-6} par an et par réacteur ;
- toutefois, pour tenir compte de la sommation nécessaire des probabilités d'accidents aux conséquences analogues, on se fixe pour chaque famille d'agression un ordre de grandeur limite de la probabilité d'occurrence de l'événement pour chacune des fonctions de sûreté de 10^{-7} par an et par réacteur ».

Les dégagements de substances radioactives sont évalués en considérant les trois « cibles » possibles suivantes :

- le réacteur proprement dit, afin de vérifier que l'impact de l'avion considéré ne rendrait pas indisponibles les fonctions fondamentales de sûreté,
- la piscine d'entreposage des assemblages combustibles, afin de vérifier que l'impact de l'avion n'entraînerait pas, notamment, la fusion de combustibles usés (un critère de découplage pouvant être le non-découvrement de ces combustibles),
- la station de traitement des effluents radioactifs.

Compte tenu des caractéristiques des aéronefs en circulation au moment de la construction des centrales nucléaires et des différents effets pouvant résulter d'impacts sur les structures en béton, Électricité de France a retenu les deux types d'aéronefs suivants :

- un monomoteur à hélice de 1 500 kg dont le moteur de 250 kg constitue un projectile « dur » et perforant : il s'agit du CESSNA 210, représentatif à cette époque d'environ 80 % du trafic de l'aviation générale ;
- un biréacteur d'affaires de 5 700 kg dont les réacteurs sont à l'arrière, qui constitue un projectile « mou » provoquant un ébranlement général du bâtiment atteint ; il s'agit du Learjet 23, représentatif à cette époque d'environ 20 % du trafic de l'aviation générale.

Une vitesse d'impact de 100 m/s a été considérée, ce qui correspond à une vitesse de 360 km/h.

Pour ce qui concerne la tenue⁴⁵⁶ des bâtiments importants pour la sûreté, dont le bâtiment du réacteur, l'impact de ces deux types d'aéronefs a été considéré. D'autres bâtiments ont été seulement protégés contre les chocs « perforants », les plus probables.

De très nombreux essais ont été réalisés pour mettre au point et qualifier les logiciels de simulation utilisés dans les études.

456. Différents phénomènes pouvant être occasionnés par l'impact d'un avion sont à examiner : vibrations, perforation, écaillage...

La recherche des conditions de ruine, définie comme une déformation élastique ou plastique des aciers supérieure à 10 %, a montré que, quel que soit le lieu de l'impact sur l'enveloppe de confinement des réacteurs, celle-ci résisterait à l'impact d'un avion de masse supérieure à 13 tonnes, animé d'une vitesse de 150 m/s.

Une étude site par site des caractéristiques locales de la circulation aérienne, réévaluée périodiquement, a permis de s'assurer que ce dimensionnement standardisé était suffisant.

Dans le cadre des études de réévaluation associées aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, Électricité de France a élargi la démarche aux risques liés aux hélicoptères.

Enfin, il convient d'indiquer que les risques liés à l'impact éventuel d'un avion « gros porteur » ont été examinés, dans un cadre spécifique : ce sujet n'est pas développé ici.

► Dispositions prises pour le réacteur EPR

L'une des dispositions notables retenues pour le projet EPR à l'égard des chutes accidentelles d'avions est l'adoption d'une « coque avion » pour protéger le bâtiment du réacteur, deux des quatre bâtiments de sauvegarde et le bâtiment du combustible. Très dense en ferrailage, cette coque antichoc est aussi très épaisse.

Les objectifs et les modalités d'étude des chutes d'avions ont été formulés de manière précise dans les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression » :

- *« des dispositions doivent être prises pour assurer une protection adéquate des bâtiments liés à la sûreté en considérant de façon appropriée les trafics de l'aviation générale et de l'aviation militaire à proximité du site et en anticipant autant que possible leurs évolutions au cours de la vie de l'installation » ;*
- *« la protection des systèmes de sûreté doit être considérée à l'égard de l'impact direct (pénétration) ainsi qu'à l'égard de l'impact indirect liés aux vibrations induites » ;*
- les objectifs visés peuvent être atteints *« en dimensionnant le bâtiment du réacteur, le bâtiment du combustible usé et certains bâtiments auxiliaires (de manière à assurer sans redondance la protection des équipements nécessaires pour arrêter le réacteur et empêcher la fusion du cœur) »* avec deux diagrammes de chargement mécanique en fonction du temps dits C1 et C2 (voir la figure 12.11 ci-après), appliqués sur une surface circulaire de 7 m² :
 - le diagramme C1 est utilisé pour le dimensionnement des structures internes de ces bâtiments contre les vibrations induites ; il est aussi utilisé pour le dimensionnement des parois externes des mêmes bâtiments contre les chargements résultant d'un impact direct, de manière à assurer qu'il n'y aura ni pénétration ni écaillage et que les déformations (armatures, béton) resteraient limitées ;

- de plus, le diagramme de chargement C2 est utilisé pour le dimensionnement à l'état limite ultime⁴⁵⁷ (selon l'Eurocode 2, partie 1) du bâtiment du réacteur de manière à assurer que la perforation est évitée et que l'écaillage qui pourrait survenir ne compromettrait pas l'arrêt du réacteur et la prévention de la fusion du cœur, ainsi que du bâtiment du combustible de manière à assurer l'absence de découvrement du combustible usé.

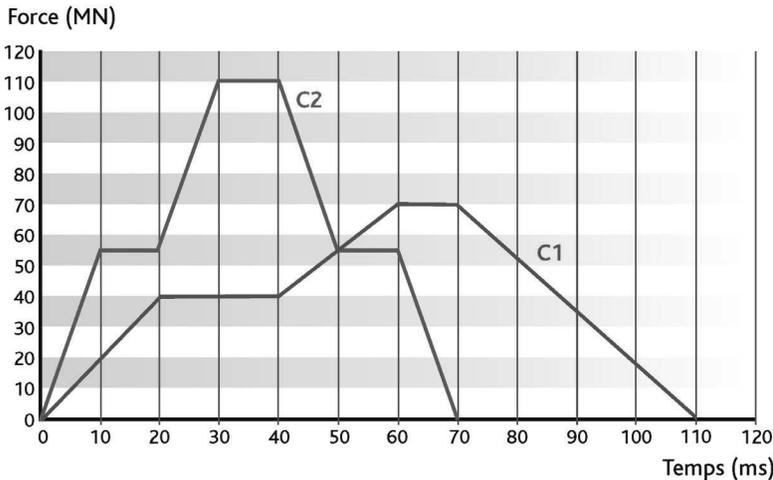


Figure 12.11. Chutes d'avions: profils de chargement mécanique pris en compte pour le réacteur EPR, selon les directives techniques. IRSN.

► Une démarche en cours d'évolution

Des nécessités d'évolution de la démarche par rapport à la RFS I.2.a sont apparues récemment du fait des points suivants:

- les objectifs probabilistes conduisent à ne pas tenir compte des chutes accidentelles d'aéronefs de très faibles probabilités mais aux conséquences potentiellement graves – l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi conduit à s'interroger davantage sur les événements rares dont les conséquences pourraient être très importantes. Il est à noter que, à l'étranger, pour la plupart des réacteurs de nouvelle génération, la chute d'un aéronef est considérée indépendamment de la probabilité de celle-ci;
- l'aviation évolue de manière permanente (nombre d'avions, trafic, gestion des vols...);

457. La définition de l'état limite ultime dans l'Eurocode 2, partie 1, est « associée à une ruine ou toute autre forme de défaillance structurelle qui pourrait mettre en danger la sécurité des personnes. »

- la prise en compte des effets induits (incendies – dont le feu de kérosène –, explosions, émissions de projectiles et chutes de charges...) n'apparaît pas explicitement dans la RFS I.2.a...

Compte tenu de ces constats, l'IRSN a engagé des échanges techniques avec Électricité de France (notamment dans le cadre des réexamens de sûreté associés aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe) en vue de proposer une nouvelle démarche de prise en compte des risques liés aux chutes d'aéronefs.

12.9. Risques liés à l'environnement industriel (hors malveillance)

Le chapitre «description du site» des rapports de sûreté des installations nucléaires de base a toujours présenté un état de l'environnement industriel présent ou en projet dans une zone de plusieurs kilomètres autour de l'installation. Cela ne se traduisait pas nécessairement par des contraintes particulières pour la construction de l'installation.

Il est toutefois rapidement apparu que le problème méritait d'être examiné en détail à l'occasion de la demande d'autorisation de création de la centrale de Gravelines en 1975. La zone proche du site était en effet très industrialisée et comportait notamment un dépôt d'hydrocarbures dont les cuves les plus proches étaient situées à 500 mètres de l'un des réacteurs. Le port pétrolier alimentant ce dépôt permettait l'apportement de bateaux de fort tonnage à des distances variant de 1 250 à 2 000 mètres. Enfin, la centrale de Gravelines étant située en bord de mer, des navires étaient susceptibles de venir s'échouer à moins de 650 mètres des réacteurs et l'explosion des cuves de ces navires était à considérer.

De plus, le Port autonome de Dunkerque souhaitait réaliser un important port méthanier associé à un dépôt de gaz naturel liquéfié (GNL), ce qui conduirait à de nouveaux risques: par exemple, en cas de collision entre deux navires dont un au moins contiendrait du gaz liquéfié, il pourrait y avoir épandage d'une partie de ce gaz, dérive du nuage formé, et, en cumulant les conditions défavorables, explosion de ce nuage lors de son passage au niveau de la centrale. Il était donc nécessaire d'évaluer les conséquences possibles d'un tel projet sur la sûreté de la centrale et d'envisager, le cas échéant, des mesures particulières de protection.

Électricité de France a alors mis au point une méthode d'évaluation des risques liés à l'environnement industriel, particulièrement centrée sur les risques d'explosion et proche dans son esprit de celle qui était utilisée pour les chutes d'avions. La référence probabiliste retenue était identique, à savoir 10^{-7} par an, par tranche et par fonction de sûreté, les différentes incertitudes étant généralement prises en compte dans un sens prudent.

L'étude a amené les pouvoirs publics à décider que le port méthanier ne pourrait être réalisé qu'à une distance de la centrale supérieure à 4 km et Électricité de France à protéger les bâtiments importants pour la sûreté de la centrale de Gravelines contre

une onde de surpression de forme triangulaire, d'amplitude de 200 mbar et de durée 300 ms, ainsi que contre le rayonnement dû à un incendie proche. Les bâtiments et les prises d'air des ventilations⁴⁵⁸ ont donc été modifiés par rapport aux autres tranches du premier contrat-programme et renforcés en conséquence. De plus, des buttes de terre ont été placées entre les réacteurs et les cuves d'hydrocarbures.

En 1982, la règle fondamentale de sûreté RFS I.2.d a été établie à l'égard des risques liés à l'environnement industriel, aux voies de communication (routières, ferroviaires, fluviales) et aux canalisations de transport, pouvant entraîner notamment :

- une agression thermique due à un incendie,
- une onde de pression aérienne, une onde vibratoire associée et des projectiles résultant d'une explosion,
- une nappe ou un nuage dérivant de gaz toxiques, corrosifs ou inflammables et des fumées résultant d'un incendie.

Dans cette RFS, un dimensionnement minimal des installations nucléaires à l'égard d'une onde de surpression aérienne incidente (de forme triangulaire et à front raide) y est proposée (pic de 50 mbar, durée de 300 ms). Les scénarios d'accidents plausibles, conduisant aux phénomènes dangereux redoutés, sont à analyser; cette analyse doit être réalisée en tenant compte des éventuels effets dominos qui pourraient déclencher un autre phénomène dangereux conduisant à une aggravation des effets du premier phénomène. Enfin, une valeur limite de probabilité pour accepter l'éventualité d'un dégagement inacceptable de substances radioactive à la limite du site est proposée (10^{-7} par an, par tranche et par fonction de sûreté par famille d'agressions).

Avec l'établissement de la RFS I.2.d, la méthode d'analyse des risques industriels a été reprise et appliquée systématiquement lors de l'examen préliminaire des réacteurs suivants. Il a été vérifié que le dimensionnement des réacteurs était suffisant, en tenant compte non seulement des entreposages fixes mais aussi des trafics de trains, de camions, de péniches et autres navires, ou des oléoducs : des vérifications du comportement des ouvertures et des bâtiments ont été effectuées et ont montré que les autres contraintes de dimensionnement des structures et matériels assuraient une résistance satisfaisante.

Toutefois, depuis les années 1980, des phénomènes dangereux ont pu être identifiés ou confirmés, comme par exemple :

- pour les liquides inflammables, certains produits génèrent une forme particulière de *boil over*⁴⁵⁹;

458. Pour éviter qu'une surpression ne pénètre dans les bâtiments.

459. Le *boil over* est un phénomène qui est susceptible de se produire lorsque la surface du liquide entre en feu. La chaleur générée par cette inflammation, si elle atteint une couche d'eau se situant au fond du bac, provoque la vaporisation instantanée de cette couche d'eau qui projette alors à l'extérieur les hydrocarbures en feu. On obtient un phénomène éruptif qui peut être de grande ampleur.

- pour les gaz inflammables, l'accident de Buncefield survenu en décembre 2005 au Royaume-Uni a confirmé la réalité et la dangerosité des explosions de nuages de gaz à l'air libre (UVCE⁴⁶⁰). Le retour sur les « études de dangers » réalisées jusque-là montre que ce phénomène était globalement insuffisamment décrit.

Suite à ces évolutions, l'exploitant du dépôt de pétrole brut voisin de la centrale de Gravelines a actualisé son « étude de danger » en prenant en compte le risque de *boil over*. Électricité de France a analysé l'impact d'un tel événement et en a conclu qu'il conduirait à des défaillances inacceptables de certains équipements importants pour la sûreté. Des échanges entre Électricité de France, l'exploitant du dépôt et les autorités compétentes ont alors abouti à une modification du produit entreposé sur le dépôt en remplaçant le pétrole brut par du gazole.

Ce qui précède illustre la nécessité – rappelée dans l'arrêté du 7 février 2012 (« arrêté INB ») – d'adopter en matière de sûreté nucléaire des approches prudentes, utilisant des données à jour et référencées, des méthodes appropriées, explicitées et validées, intégrant des hypothèses et des règles adaptées aux incertitudes et aux limites des connaissances des phénomènes mis en jeu ainsi que des logiciels de simulation et des modèles qualifiés pour les domaines dans lesquels ils sont utilisés. L'exploitation de l'accidentologie permet d'appréhender les ordres de grandeur des probabilités des événements pouvant conduire aux phénomènes dangereux étudiés dans le cadre des risques d'origine industrielle.

460. L'explosion de vapeur en milieu non confiné (*Unconfined Vapour Cloud Explosion* – UVCE) est une explosion de gaz à l'air libre.