

Chapitre 18

Les réacteurs de nouvelle génération

Le niveau de sûreté acceptable est une notion qui évolue tant par l'acquisition progressive de connaissances, qu'elles soient issues de l'expérience (de conception, d'exploitation) ou de travaux de recherche et développement, que par l'évolution des exigences associées au fonctionnement des installations nucléaires.

La perte de confiance du public quant aux possibilités d'utilisation de l'énergie nucléaire pour produire de l'électricité dans des conditions de sûreté satisfaisantes s'est traduite dans de nombreux pays par l'arrêt de nouvelles constructions ou par l'arrêt progressif de réacteurs en exploitation. Cela date, pour les États-Unis notamment, de l'époque de l'accident de Three Mile Island. L'accident de Tchernobyl a conduit un certain nombre d'autres pays, européens en particulier, à des positions analogues. Alors que l'on assistait à des efforts de relance du nucléaire dans le monde, l'accident survenu en mars 2011 dans la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, au Japon, a conduit certains pays à annoncer une sortie rapide du nucléaire, d'autres à renoncer au développement d'une telle source d'énergie (voir le chapitre 37).

En France, les premiers réacteurs de 900 MWe auront 40 ans de fonctionnement aux alentours de 2020 (durée de fonctionnement retenue lors de leur conception). Dans ce cadre, Électricité de France a fait part, en 2009, de son intention de prolonger l'exploitation de réacteurs au-delà de 40 ans (projet « DDF » d'Électricité de France), tout en préconisant la construction de nouvelles tranches sur la base du projet lancé dans les années 1990 avec des partenaires allemands (projet EPR). À cet égard, dès la fin des années 1980, les organismes de sûreté avaient engagé des réflexions sur

les objectifs de sûreté à retenir pour une prochaine série de réacteurs à eau sous pression⁵⁸³.

De leur côté, les concepteurs avaient suivi des démarches analogues pour définir les bases de conception de nouveaux projets de réacteurs présentant des caractéristiques de sûreté significativement améliorées. Divers types de projets de réacteurs ont ainsi été élaborés par les constructeurs; ils diffèrent nettement au plan technique, en particulier pour ce qui concerne la puissance unitaire ou le calendrier de développement.

Il est possible de les grouper en deux grandes catégories.

Pour la première, l'option retenue était de faire évoluer la conception des réacteurs existants en y incorporant des éléments tirés de l'expérience acquise, des études réalisées, notamment probabilistes, et des avancées tirées des travaux de recherche et développement. Il s'agit donc de tirer un maximum d'avantages de l'utilisation de technologies éprouvées, tout en introduisant certaines innovations. Ils sont « évolutionnaires », ou « en évolution », par opposition aux suivants, plus « révolutionnaires ». L'utilisation de solutions techniques suffisamment connues permet d'éviter, sous réserve de justifications probantes, la réalisation de prototypes de démonstration.

Pour la seconde catégorie, il s'agissait au contraire de rechercher des solutions techniques radicalement différentes; les promoteurs de tels réacteurs mettent en avant un plus large appel à l'utilisation de systèmes dits passifs, c'est-à-dire des systèmes fonctionnant sans faire appel à une source d'énergie externe.

Il n'est pas question de présenter ici une analyse comparative des différents projets développés par les concepteurs mais de montrer :

- la façon dont la France et l'Allemagne ont établi, dans les années 1990, de nouveaux objectifs généraux de sûreté, notamment applicables au projet EPR,
- les évolutions de ces objectifs généraux de sûreté retenues pour les nouveaux projets de réacteurs par rapport à ceux qui avaient été établis pour le projet EPR, intégrant notamment les enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi à l'égard d'événements extrêmes,
- la façon dont certains concepts « révolutionnaires » de réacteurs valorisent des systèmes innovants pour répondre à ces nouveaux objectifs généraux de sûreté.

583. Le lecteur pourra aussi consulter l'article BN3831 V1 des Techniques de l'ingénieur intitulé « Approche de la sûreté des réacteurs nucléaires de génération III en France », de K. Herviou et J.-M. Évrard (2012). Ne sont pas abordés dans le présent chapitre les autres types de réacteurs électronucléaires qui sont regroupés sous l'appellation GEN IV (Generation IV). Le lecteur pourra consulter l'article BN3832 V1 des Techniques de l'ingénieur intitulé « Approche de la sûreté des réacteurs nucléaires de génération IV » de J. Couturier (2013), ou encore l'ouvrage synthétique intitulé « Panorama des filières de quatrième génération – Appréciations en matière de sûreté et de radioprotection », Collection documents de référence, IRSN, 2012.

18.1. Organisation et cadre des réflexions franco-allemandes

L'organisation et le cadre des réflexions franco-allemandes, qui ont abouti notamment, en 2000, aux « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression », sont ici rappelées de manière succincte.

En 1989, les constructeurs français et allemand, Framatome et Siemens, ont créé une filiale commune, Nuclear Power International (NPI) en vue de proposer des produits communs à l'exportation. Il est rapidement apparu opportun que ces produits puissent être clairement considérés comme acceptables par les autorités de sûreté française et allemande.

Ce rapprochement industriel a dès lors induit un renforcement des liens directs entre les autorités de sûreté des deux pays, comme cela a déjà été évoqué au chapitre 3. En 1990, une commission restreinte, la DFD (Deutsche-Französische Direktionausschuss) a notamment été créée; elle regroupait le directeur de la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN) en France et son homologue allemand du Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), assistés des directeurs de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire et de la Gesellschaft für Anlagen-und Reaktorsicherheit (GRS), appuis techniques respectifs des autorités de sûreté française et allemande.

En 1992, Électricité de France, des électriciens allemands et la société Nuclear Power International (NPI) se sont associés pour le développement d'un réacteur à eau sous pression, dénommé EPR (*European Pressurized water Reactor*), selon un calendrier qui prévoyait alors le début de la construction de la première tranche en 1998.

De leur côté, les organismes de sûreté français et allemand menaient depuis plusieurs années des réflexions sur les réacteurs électronucléaires du futur, sur une base nationale. Ainsi, en France, la Direction de la sûreté des installations nucléaires avait diffusé, en mai 1991, sur la base de propositions de l'IPSN, une lettre d'orientation relative aux évolutions souhaitables de la sûreté des centrales nucléaires comportant des réacteurs à eau sous pression du futur par rapport aux centrales existantes. La définition d'un projet commun franco-allemand nécessitait à l'évidence que la poursuite des réflexions se fasse dans un cadre franco-allemand.

La DFD a alors décidé, fin 1992, que les autorités de sûreté française et allemande se prononceraient en commun sur les grandes options de sûreté à retenir pour de futurs réacteurs électronucléaires, à partir d'avis communs des groupes d'experts des deux pays (le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires [GPR] et la Reaktorsicherheitskommission [RSK]), eux-mêmes fondés sur des travaux communs de l'IPSN et de la GRS. La DFD a de plus décidé qu'une approche commune de la sûreté des futures centrales à eau sous pression devait être définie avant le dépôt par les industriels des grandes options de sûreté du projet EPR. Les autorités de sûreté française et allemande ont ainsi publié en juin 1993 un document présentant

cette approche, élaboré par le GPR et la RSK sur la base de propositions de l'IPSN et de la GRS.

Les discussions menées entre les organismes de sûreté français et allemands ont rapidement permis de conclure que, pour la construction de nouvelles tranches au début du XIX^e siècle, la voie à retenir était de réaliser des réacteurs « en évolution » par rapport à celles qui étaient en exploitation ou en construction en France et en Allemagne.

Le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires a, à la demande de l'autorité de sûreté française, rédigé un document présentant l'approche de sûreté et les exigences générales de sûreté à retenir pour la conception et la construction d'une nouvelle série de réacteurs à eau sous pression de nouvelle génération. Intitulé « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression », il a été adopté en octobre 2000. Ce document a servi de référence pour la conception du réacteur EPR.

Le paragraphe suivant illustre les principaux ajouts et modifications par rapport aux réacteurs précédents (jusqu'à ceux du palier N4).

18.2. Évolution des objectifs de sûreté et options de conception du projet EPR

Un certain nombre d'évolutions retenues en matière de sûreté pour le projet EPR ont été évoquées dans les chapitres précédents (par exemple pour ce qui concerne la prise en compte des accidents de fusion du cœur), d'autres le seront dans les chapitres suivants consacrés à la sûreté en exploitation, au retour d'expérience des accidents les plus sévères et à la gestion de crise. Certaines sont néanmoins citées à nouveau (voire développées) dans le présent paragraphe, dans le but de les regrouper de façon cohérente pour le projet EPR.

18.2.1. Objectifs généraux de sûreté

L'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl (voir le chapitre 34) a clairement mis en évidence le fait que les conséquences de rejets importants de radioactivité dans l'environnement ne se limitent pas aux effets directs des rayonnements ionisants mais conduisent également à une désorganisation sociale et psychologique de grande envergure. Il est alors apparu essentiel de rechercher pour les nouveaux réacteurs des dispositions permettant d'éviter avec la plus grande confiance possible des rejets conduisant à une telle désorganisation.

À cet égard, il a été considéré qu'un saut significatif en matière de sûreté au stade de la conception était possible, dans le cadre d'une démarche « évolutionnaire », en apportant l'attention nécessaire aux leçons tirées de l'expérience d'exploitation et des études probabilistes réalisées pour les tranches existantes et en mettant à profit les résultats des travaux de recherche et développement en sûreté – notamment ceux qui

sont relatifs aux situations avec fusion du cœur – avec l'objectif d'obtenir une réduction des probabilités d'occurrence calculées des accidents et des rejets de substances radioactives calculés.

Dans cette optique, trois principaux objectifs ont été retenus par rapport aux réacteurs précédents :

- réduire le nombre d'incidents (au sens des événements significatifs tels que définis au paragraphe 21.3) dans le but de réduire les possibilités d'apparition de situations accidentelles à partir de tels événements ;
- réduire significativement la probabilité de fusion du cœur.

Les directives techniques évoquées plus haut stipulent à ce sujet que *« la mise en œuvre d'améliorations de la défense en profondeur [...] devrait conduire à l'obtention d'une fréquence globale de fusion du cœur inférieure à 10^{-5} par année réacteur, en tenant compte des incertitudes et de tous les types de défaillances et d'agressions »*. La prise en compte de tous les initiateurs pouvant conduire à une fusion du cœur constitue une nouveauté par rapport aux réacteurs précédents ;

- réduire significativement les rejets radioactifs qui pourraient résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur.

Les directives techniques stipulent à ce sujet que :

- *« pour les situations d'accidents sans fusion du cœur, il ne doit pas y avoir de nécessité de mesures de protection des populations vivant dans le voisinage de la centrale endommagée (pas d'évacuation, pas de mise à l'abri) » ;*
- *« les accidents avec fusion du cœur à basse pression doivent être traités à la conception de telle sorte que les rejets radioactifs maximaux concevables associés ne puissent nécessiter que des mesures de protection des populations très limitées dans l'espace et dans le temps. Ceci se traduirait par pas de relogement permanent, pas de nécessité d'évacuation d'urgence au-delà du voisinage immédiat de la tranche, une mise à l'abri limitée, pas de restrictions à long terme sur la consommation des produits alimentaires. »*

De plus : *« Les accidents avec fusion du cœur qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être "pratiquement éliminés" »* : s'ils ne peuvent pas être considérés comme physiquement impossibles, des dispositions de conception doivent être prises pour les exclure. Cet objectif concerne en particulier les accidents avec fusion du cœur en pression.

Les directives techniques stipulent également que *« la chaleur résiduelle doit être extraite du bâtiment de confinement sans dispositif d'éventage ; pour cette fonction, un système ultime d'évacuation de la puissance résiduelle doit être installé. »*

À ce qui précède, il a été ajouté dans les directives techniques un quatrième objectif en matière de radioprotection, à savoir la réduction des doses individuelles et collectives reçues par les travailleurs en fonctionnement normal et lors des incidents d'exploitation. Elles indiquent que *« pour l'exploitation normale et les incidents d'exploitation, un objectif est de réduire les doses individuelles et collectives reçues par les travailleurs qui sont fortement liées aux activités de maintenance et d'inspection en service. La réduction de l'exposition des travailleurs doit être recherchée par un processus d'optimisation tenant compte des données acquises par l'expérience d'exploitation. »*

18.2.2. Événements à prendre en compte au stade de la conception, analyses déterministes et probabilistes

Comme pour les réacteurs en exploitation, la démonstration de sûreté demeure fondée sur une approche déterministe, complétée par des études probabilistes et des travaux de recherche et de développement appropriés.

Les directives techniques précisent à ce sujet que, pour la démonstration de sûreté, *« les événements initiateurs uniques doivent être « exclus » ou « traités » – c'est-à-dire que leurs conséquences sont examinées de manière déterministe. Des événements initiateurs uniques ne peuvent être « exclus » que si des dispositions suffisantes de conception et d'exploitation sont prises de telle sorte qu'il puisse être clairement démontré qu'il est possible « d'éliminer pratiquement » ce type de situations accidentelles ; par exemple, la rupture de la cuve du réacteur et celle d'autres gros composants (comme la partie secondaire des générateurs de vapeur ou le pressuriseur) peut être examinée de cette façon. »*

Les directives techniques soulignent l'importance, pour les nouveaux réacteurs électronucléaires, de renforcer la défense en profondeur par rapport aux réacteurs existants, notamment de *« considérer de façon plus étendue les possibilités de défaillances multiples et de recourir à des moyens diversifiés pour accomplir les trois fonctions fondamentales de sûreté »* [...], ainsi que de viser une *« amélioration substantielle de la fonction de confinement, en considérant en particulier les différentes défaillances possibles de cette fonction pour les situations avec fusion du cœur. »* À cet égard, est soulignée l'importance d'*« investigations détaillées »* de certaines séquences spécifiques de défaillances multiples, notamment *« la perte totale du système de refroidissement de la piscine du combustible usé, pour laquelle les conditions ambiantes dans le bâtiment correspondant et leurs conséquences sur les structures et systèmes situés dans ce bâtiment, de même que les possibilités de fournir un appoint d'eau ou de réparer les composants défaillants doivent être complètement analysés. Des dispositions complémentaires doivent être mises en place autant que nécessaire notamment pour ce qui concerne les systèmes supports. »*

Il convient de rappeler, comme cela est indiqué au chapitre 17, que les directives techniques soulignent que *« l'élimination pratique des situations accidentelles*

qui pourraient conduire à des rejets précoces importants est une question de jugement et chaque type de séquences doit être examiné séparément. Leur « élimination pratique » peut être démontrée par des considérations déterministes ou probabilistes, en tenant compte des incertitudes dues aux connaissances limitées de certains phénomènes physiques. Il est souligné que « l'élimination pratique » ne peut pas être démontrée par le respect d'une « valeur de coupure » probabiliste générique. »

La notion « d'élimination pratique » a par la suite nécessité certaines clarifications lors de sa déclinaison pour préciser, d'une part les spécificités des séquences auxquelles la notion s'applique, d'autre part les exigences particulières à appliquer à certaines dispositions du fait de la mise en œuvre de cette notion; cela est développé au paragraphe 17.10.2.

En complément aux événements initiateurs uniques (liés aux matériels et à leur exploitation) ou liés à des défaillances multiples, la démonstration de sûreté doit comporter une analyse des agressions internes et externes, qui peut être confortée par des évaluations probabilistes.

Les liens possibles entre agressions internes et externes et événements initiateurs uniques doivent être également considérés et traités.

Au-delà de l'approche par « cas de charge », certaines agressions externes (par exemple le séisme) doivent faire l'objet d'études de leurs conséquences dans l'installation, dont certaines pourraient constituer des événements initiateurs (agression, par exemple, de matériels classés par des matériels non classés). Il est également important de caractériser l'intensité des agressions externes pour laquelle un « effet falaise » pourrait survenir; les directives techniques indiquent à ce sujet, notamment pour les séismes: « *Le concepteur doit aussi préciser comment il a l'intention de prouver l'existence de marges de dimensionnement suffisantes en cohérence avec les objectifs généraux de sûreté. L'évaluation des marges doit être réalisée dans le but de démontrer qu'il n'y aurait pas d'effet falaise en matière de conséquences radiologiques pour des valeurs d'accélération au-delà des valeurs d'accélération spécifiques du site; la méthode correspondante doit tenir compte du comportement réel d'équipements représentatifs et les possibilités de défaillances simultanées d'équipements.* »

Concernant les études probabilistes, les directives techniques mettent l'accent sur l'importance de bien prendre en compte tous les états du réacteur lors desquels des événements peuvent survenir (états en puissance, états intermédiaires, situations à l'arrêt – notamment lorsque l'enceinte de confinement est ouverte –...) ainsi que les situations pouvant altérer la fonction de refroidissement des éléments contenus dans la piscine d'entreposage du combustible.

Les directives techniques préconisent la réalisation d'une étude probabiliste de sûreté dès le stade de la conception en y traitant au moins les événements internes, de façon notamment à obtenir une première appréciation de la probabilité de fusion du cœur avec un aperçu des conséquences possibles des différents types de situations de ce type sur la fonction de confinement ainsi qu'une évaluation de l'importance relative des séquences accidentelles et des défaillances de cause commune.

Les dispositions de prévention et de limitation des conséquences des incidents et des accidents doivent être réparties entre les différents niveaux de la défense en profondeur de façon à ne pas faire reposer la sûreté de l'installation sur un seul niveau. De plus, une diversification de ces dispositions peut être recherchée afin de limiter les risques de défaillance de cause commune. À ce titre, le développement et l'utilisation des études probabilistes de sûreté dès le stade de la conception d'un réacteur puis, de façon plus détaillée, en support aux études d'ingénierie – quand des informations plus précises sur la conception deviennent disponibles – constituent un complément essentiel à la démarche déterministe. Leur utilisation permet le choix entre plusieurs options possibles, ainsi qu'une appréciation de la robustesse d'une installation et l'identification d'éventuels points faibles. Elles sont en particulier utilisées pour définir la liste des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples à étudier dans le cadre de la démonstration de la sûreté de l'installation, ainsi que pour apporter un éclairage sur le caractère suffisant des dispositions permettant « éliminer pratiquement » certaines situations.

Pour ce qui concerne les agressions externes, les études probabilistes de sûreté peuvent permettre d'évaluer le comportement de l'installation pour des aléas plus sévères que ceux qui sont retenus pour le dimensionnement des structures, des systèmes et des composants et pour des combinaisons d'agressions, y compris lorsqu'elles affectent la totalité d'un site.

#FOCUS.....

Situations pour lesquelles une « élimination pratique » est à mettre en œuvre

Diverses situations devant faire l'objet d'une démarche d'« élimination pratique » sont évoquées dans les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression » :

- une introduction rapide d'eau froide ou insuffisamment borée dans le cœur du réacteur ;
- les situations de fusion du cœur à haute pression (cas notamment de la perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur avec défaillance du mode de refroidissement en « gavé-ouvert ») ;
- les situations de fusion du cœur qui mèneraient à des détonations globales d'hydrogène ainsi qu'à des explosions de vapeur en cuve et hors cuve qui mettraient en danger l'intégrité de l'enceinte de confinement ;
- les bypass du confinement lors d'une fusion du cœur : les directives techniques indiquent à cet égard que « les situations accidentelles avec bypass du confinement (par les générateurs de vapeur ou par des circuits connectés au système primaire qui sortent de l'enceinte de confinement) doivent être

« pratiquement éliminées » par des dispositions de conception (telles qu'une pression de conception adéquate des tuyauteries) et des dispositions d'exploitation dans le but d'assurer un isolement fiable et aussi de prévenir les défaillances » ;

- la fusion du combustible dans la piscine d'entreposage des combustibles usés ; des dispositions doivent être prévues pour permettre la maîtrise de la perte totale du système de refroidissement de la piscine tout en maintenant la fonction de confinement ; dans le cas contraire, la vraisemblance d'une ébullition de l'eau dans la piscine devra être réduite par des améliorations adéquates, notamment des systèmes supports du système de refroidissement de la piscine.

Les objectifs généraux de sûreté et les options de conceptions retenus à l'égard de la piscine d'entreposage du combustible sont exposés au paragraphe 15.5 du présent ouvrage.

18.2.3. Dispositions principales de prévention des incidents et des accidents

Sans entrer dans l'analyse détaillée du projet EPR par les organismes de sûreté, sont donnés ci-après, à titre d'illustration, quelques éléments descriptifs du réacteur EPR Flamanville 3, ayant pour but de souligner les principales nouveautés en termes d'options de sûreté et de choix de conception par rapport aux réacteurs précédents.

Le réacteur EPR Flamanville 3 est un réacteur à eau sous pression de forte puissance, 1 675 MWe⁵⁸⁴, à quatre boucles, implanté dans une enceinte de confinement à double paroi avec peau d'étanchéité sur l'intrados de l'enceinte interne, reprise des fuites entre les deux enceintes et filtration de ces fuites avant rejet par la cheminée.

L'enceinte de confinement est dimensionnée en fonction du cas accidentel enveloppe défini par les conditions de fonctionnement de référence (PCC – voir les définitions dans le focus du paragraphe 8.1), les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples (RRC-A) et les accidents avec fusion du cœur (RRC-B).

Le combustible utilisé est du même type que celui qui est utilisé dans les réacteurs précédents ; le nombre d'assemblages combustibles est plus important, ce qui permet de diminuer la puissance linéique moyenne du cœur⁵⁸⁵ et de dégager des marges au fonctionnement nominal, permettant ainsi une manœuvrabilité accrue en exploitation.

La prévention des incidents et des accidents, y compris des situations avec fusion du cœur, s'appuie sur des redondances accrues pour les principaux systèmes de

584. Le décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 d'autorisation de création du réacteur EPR Flamanville 3 fixe la puissance thermique de ce réacteur à 4 500 MW.

585. À savoir 155 W/cm pour le réacteur EPR Flamanville 3 à comparer à 180 W/cm pour les réacteurs du palier N4.

sûreté⁵⁸⁶, d'équipements diversifiés pour certains systèmes ou fonctions et une séparation physique ou géographique renforcée en « divisions de sûreté ».

Par ailleurs, aucune action des opérateurs en salle de commande n'est nécessaire pendant les 30 minutes qui suivent le début d'une situation incidentelle ou accidentelle. Aucune action en local n'est nécessaire avant une heure. L'apport de matériels complémentaires lourds ne devrait pas être nécessaire avant trois jours.

Les principaux systèmes de sûreté sont donc composés de plusieurs trains situés dans des bâtiments différents et alimentés par des « divisions électriques » différentes (voir la figure 18.1).

Ainsi, comme cela est indiqué au paragraphe 7.2, le système d'injection de sécurité intervenant notamment en cas de brèche du circuit primaire principal comporte quatre trains, chacun de ces trains étant capable d'assurer les fonctions de sûreté attendues de ce système.

La pression de refoulement des pompes à « moyenne pression » du système d'injection de sécurité est telle qu'en cas de rupture d'un tube de générateur de vapeur, le rejet d'eau par les organes de décharge du circuit secondaire soit évité.

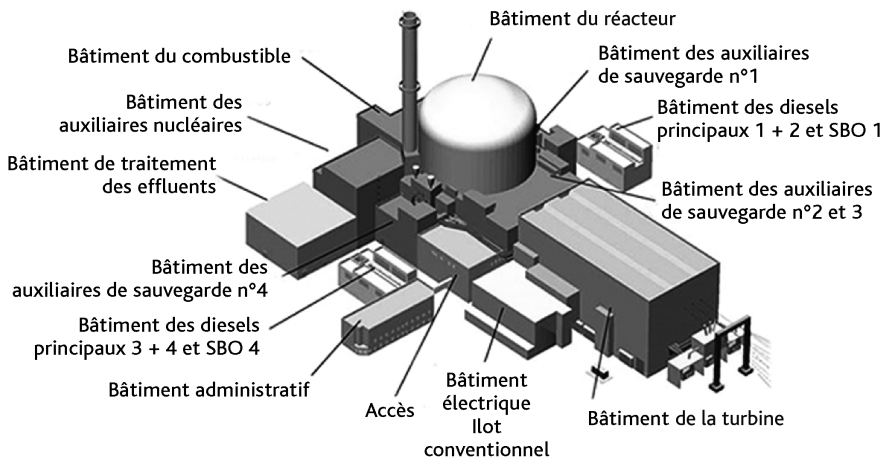


Figure 18.1. Disposition des principaux bâtiments du réacteur EPR Flamanville 3. IRSN.

Le système d'injection de sécurité à basse pression est doté d'échangeurs de chaleur capables d'évacuer la puissance résiduelle dans le cas des conditions de fonctionnement de référence (PCC). Le système d'aspersion dans l'enceinte qui existe dans les réacteurs français précédents n'est donc plus nécessaire.

En fonction des lignages, le système d'injection de sécurité à basse pression peut jouer (contrairement aux réacteurs précédents) le rôle de système de refroidissement

586. Liées aussi à certains choix de maintenance en exploitation, réacteur en fonctionnement.

du réacteur à l'arrêt (RRA). Cette conception conduit à faire circuler de l'eau du circuit primaire à l'extérieur de l'enceinte de confinement lors des arrêts du réacteur, ce qui nécessite une attention particulière pour limiter les risques de bippasses du confinement.

Un système de « borication » de secours⁵⁸⁷ (RBS) est composé de deux trains redondants.

Conformément aux directives techniques, un système ultime d'évacuation de la chaleur du bâtiment du réacteur (EVU) constitué de deux trains⁵⁸⁸ est prévu pour les situations avec fusion du cœur. La chaleur est évacuée, hors de l'enceinte de confinement, par une chaîne de refroidissement diversifiée de la chaîne de refroidissement des systèmes de sauvegarde. Cette conception nécessite de « pratiquement éliminer » les situations d'accident grave avec bippasse du confinement qui pourraient en résulter.

Le système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur intervenant pour le refroidissement du réacteur dans certaines situations incidentelles ou accidentelles est composé de quatre trains (4 x 50 %) alimentant chacun un générateur de vapeur⁵⁸⁹. Contrairement aux réacteurs français précédents, ce système n'intervient pas dans les périodes de démarrage et d'arrêt; un système spécifique est utilisé pendant ces périodes.

L'alimentation électrique des « divisions électriques » qui fournissent l'énergie nécessaire au fonctionnement des différents trains des systèmes de sûreté est secourue par quatre groupes électrogènes principaux à moteur diesel en cas de perte des alimentations électriques externes par le réseau national.

Deux groupes électrogènes d'ultime secours à moteur diesel, diversifiés⁵⁹⁰ par rapport aux groupes électrogènes principaux, permettent l'alimentation électrique des matériels nécessaires pour gérer une situation de perte totale des alimentations électriques (défaillance des alimentations externes cumulée à la défaillance des groupes électrogènes principaux) ainsi que des matériels intervenant dans la gestion d'accidents avec fusion du cœur.

Enfin, des batteries disposant d'une autonomie de 24 heures permettent d'alimenter un minimum d'équipements permettant la gestion à court terme d'une situation de perte totale des alimentations électriques (réseau externe et groupes électrogènes principaux et d'ultime secours) menant à la fusion du cœur.

587. Pour les réacteurs de 900 MWe, de 1 300 MWe et de 1 450 MWe, la « borication » de secours est réalisée par l'injection d'eau borée à forte concentration *via* le système d'injection de sécurité dans le cas des réacteurs du palier 900 MWe (cartouche à très haute teneur en bore associée au système d'injection à haute pression), ou *via* le système de contrôle chimique et volumétrique dans le cas des réacteurs de 1 300 MWe et de 1 450 MWe.

588. Au-delà de 15 jours après le début d'un accident de fusion du cœur, un seul train est suffisant pour évacuer la puissance résiduelle.

589. Pour certains accidents, en tenant compte du fait qu'un train peut être perdu en tant qu'aggravant et qu'un autre peut être indisponible pour raison de maintenance, le lignage de barillets situés en amont et en aval des pompes du système permet de garantir une alimentation en eau des générateurs de vapeur suffisante pour évacuer la puissance résiduelle.

590. La diversification porte notamment sur les fournisseurs et sur un certain nombre de caractéristiques techniques.

Conformément aux directives techniques, la pression de dimensionnement et la température de dimensionnement de la paroi interne de l'enceinte de confinement sont telles qu'elles autorisent une période de grâce d'au moins 12 heures sans évacuation de la puissance hors de l'enceinte de confinement après un accident grave et que son intégrité et son étanchéité sont assurées même dans le cas de la déflagration globale de la quantité maximale d'hydrogène qui pourrait être contenue dans le bâtiment de confinement au cours d'accidents de fusion du cœur à basse pression.

L'enceinte de confinement, le bâtiment du combustible et deux des bâtiments de sauvegarde sont protégés contre les chutes d'avions (voir la figure 18.2). Cette protection est assurée par l'enceinte externe⁵⁹¹ du réacteur, épaisse structure en béton, dont l'extension recouvre le bâtiment du combustible et deux bâtiments de sauvegarde (« coque avion »). Des murs internes, découplés de la paroi de protection de ces bâtiments, limitent la propagation aux matériels de l'ébranlement dû à une chute d'avion ou à une explosion.

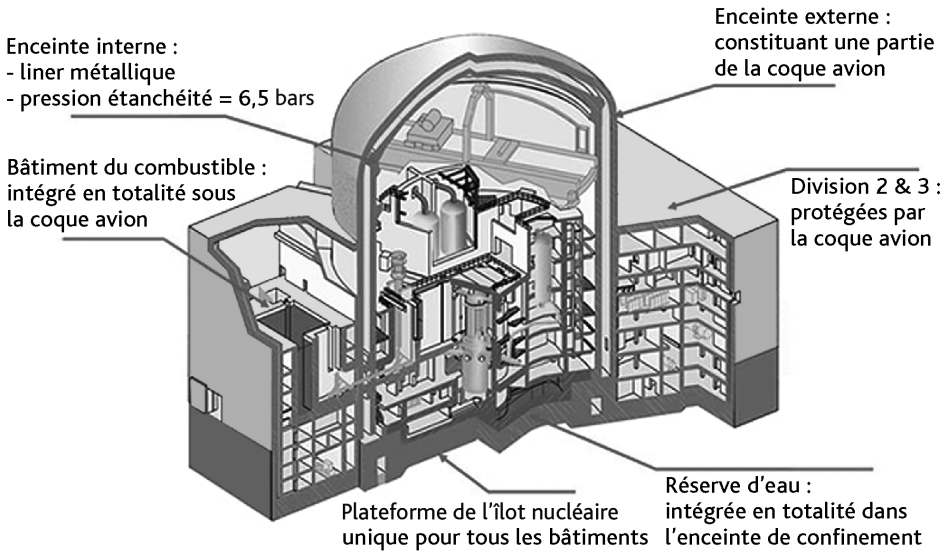


Figure 18.2. Vue générale en coupe du réacteur EPR montrant notamment la « coque avion ». IRSN.

Il a été visé que la conception (y compris le dimensionnement) du circuit primaire principal et du circuit secondaire principal ainsi que leur fabrication permettent une faible sensibilité au vieillissement, une très grande qualité et la possibilité de contrôles performants pour l'application du concept « d'exclusion de rupture » aux tuyauteries

591. Cette enceinte (« coque avion ») n'a toutefois pas d'exigence de confinement (statique) en cas de relâchement de radioactivité hors de l'enceinte (interne) de confinement du réacteur ou hors du bâtiment d'entreposage du combustible. Pour le réacteur EPR Flamanville 3, le système de mise en dépression entre enceintes assure un confinement dynamique.

principales⁵⁹²; cela dans le but de ne pas prendre en compte les effets mécaniques de ruptures complètes doublement débattues – notamment sur les structures internes à la cuve – et de ne pas mettre en place des dispositifs anti-débattement. Le système d'injection de sécurité et l'enceinte de confinement restent, toutefois, dimensionnés pour faire face à une rupture instantanée, guillotine, à double débattement d'une telle tuyauterie (mais hors conditions PCC).

Conformément à l'« arrêté ESPN », les tuyauteries du circuit primaire principal et certaines tuyauteries de vapeur du circuit secondaire principal sont classés au plus haut niveau, N1.

Le réservoir d'eau (borée) du système d'injection de sécurité⁵⁹³ est implanté dans l'enceinte de confinement: c'est l'*In-Containment Refueling Water System Tank* (IRWST); sa capacité est de 2 000 m³. Cette disposition constitue une simplification significative: en cas d'injection de sécurité, il n'y a plus de distinction entre la phase d'injection directe pendant laquelle l'eau injectée dans le cœur provient, pour les réacteurs précédents, d'une bache extérieure (système PTR) et la phase de recirculation où l'eau provient des puisards de l'enceinte. Les modifications de configuration de vannes ne sont donc plus nécessaires.

Le dimensionnement standard aux séismes des bâtiments de l'îlot nucléaire et des équipements importants pour la sûreté est réalisé en retenant un spectre de réponse de résonateurs⁵⁹⁴ plus sévère que pour les réacteurs actuellement en exploitation; de plus, les bâtiments de l'îlot nucléaire sont construits sur un radier unique, garantissant un meilleur comportement d'ensemble en cas de séisme.

Le calage de la plateforme de l'ensemble du site de Flamanville (+ 12,40 m NGFN⁵⁹⁵) dégage des marges significatives par rapport aux différents scénarios d'inondation envisageables⁵⁹⁶. En outre, la protection contre les inondations externes du réacteur EPR tient largement compte des enseignements tirés de l'inondation partielle du site du Blayais survenue le 27 décembre 1999, avec la mise en place d'une protection volumétrique destinée à protéger les équipements nécessaires au retour et au maintien dans un état sûr de l'installation en cas de submersion du site.

592. Notamment l'utilisation d'aciers austénitiques avec un mode d'élaboration par forgeage, l'absence ou la réduction des soudures longitudinales au profit de soudures circonférentielles, la possibilité de deux moyens de contrôle des soudures bimétalliques...

593. Réservoir d'eau borée, alimentant l'injection de sécurité et les circuits de refroidissement de l'enceinte CHRS (initiales de l'appellation anglaise *Containment Heat Removal System*). L'eau de l'IRWST sert aussi au remplissage des piscines du bâtiment du réacteur pendant les phases de chargement et de déchargement du combustible dans le cœur du réacteur.

594. Spectre de réponse, en termes d'accélération, d'oscillateurs de différentes fréquences propres.

595. Nivellement général de la France normal.

596. Voir sur le site de l'ASN le document publié par Électricité de France intitulé « Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima », en date du 15 septembre 2011. Les préconisations du « guide inondation » (alors en projet) étaient prises en compte.

18.2.4. Redondances fonctionnelles, indépendances entre systèmes, fiabilité des systèmes

Pour le réacteur EPR Flamanville 3, des redondances fonctionnelles ont été adoptées pour différentes fonctions de sûreté, en particulier pour le refroidissement du combustible jusque dans des conditions très dégradées.

En cas de petite brèche conduisant à une baisse de la pression du circuit primaire jusqu'à la pression du circuit secondaire, le refroidissement du combustible peut être assuré par le circuit secondaire de façon à rejoindre la pression de refoulement des pompes d'injection de sécurité à moyenne pression.

Pour fiabiliser le refroidissement du cœur en recirculation d'eau par le système RIS aspirant directement l'eau dans les puisards, une disposition spécifique a été adoptée pour la filtration des débris pouvant résulter d'une brèche du circuit primaire : elle est fondée sur deux⁵⁹⁷ dispositions en série sur le trajet des débris :

- des paniers de rétention à la périphérie du réservoir IRWST présenté plus haut, au droit des ouvertures du plancher des gros composants,
- des filtres dans la partie centrale du réservoir IRWST, dans laquelle sont situées les lignes d'aspiration vers les pompes.

Par rapport aux réacteurs en exploitation⁵⁹⁸, l'EPR dispose par ailleurs d'une deuxième source froide, qui peut aspirer de l'eau dans le canal d'amenée ou dans le bassin de rejet des eaux de refroidissement (système de refroidissement ultime – SRU), ce qui le rend moins vulnérable à une perte de la source froide principale.

Le système de contrôle-commande de l'EPR utilise deux « plateformes » :

- une plateforme (Téléperm XS) ; elle est spécifiquement développée pour l'industrie nucléaire et elle est dédiée aux fonctions de protection du réacteur dans les situations incidentelles ou accidentelles ;
- une plateforme (SPPA T2000) développée pour l'industrie classique⁵⁹⁹, qui est utilisée non seulement pour des fonctions liées au fonctionnement normal du réacteur, mais aussi pour certaines fonctions de protection du réacteur en diversification de certaines fonctions réalisées par la plateforme précédente pour la conduite du réacteur dans les situations incidentelles ou accidentelles.

Cette architecture a soulevé un certain nombre de questions quant à sa robustesse au plan de la sûreté, voire son acceptabilité. Électricité de France a pu apporter

597. Outre la mise en place de grilles « anti-gros débris » sur le plancher des gros composants.

598. Des travaux sont prévus pour que les réacteurs en exploitation disposent également d'une deuxième source froide, dans le cadre des dispositions prises à la lumière des enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi (voir le paragraphe 36.6.7).

599. Plateforme qui utilise de nombreux logiciels industriels et commerciaux, avec de nombreuses communications bidirectionnelles par réseaux, entre eux et avec des équipements de classements de sûreté différents ou des niveaux différents de la défense en profondeur.

des justifications appropriées. Entretemps, Électricité de France avait néanmoins mis en œuvre une modification visant à fiabiliser les fonctions de protection utilisant la plateforme « industrielle classique » : cette modification a consisté à dupliquer sur la plateforme Téléperm XS certaines fonctions de protection du réacteur portées par la plateforme SPPA T2000, de façon à améliorer la robustesse du contrôle-commande en cas de défaillance de la plateforme SPPA-T2000 cumulée à certaines situations incidentelles ou d'accidentelles.

18.2.5. Préservation du confinement

Conformément aux objectifs généraux retenus pour la prochaine génération de réacteurs à eau sous pression dans les directives techniques évoquées plus haut, le réacteur EPR présente une amélioration importante du confinement, principalement par la prise en compte pour sa conception des situations avec fusion du cœur. Les dispositions correspondantes sont développées au paragraphe 17.10.2; elles sont succinctement rappelées ci-après.

Le volume libre de l'enceinte interne est très important, de l'ordre de 90 000 m³. Elle est dimensionnée pour résister à la surpression correspondant à la déflagration de la quantité maximale d'hydrogène qui pourrait s'y trouver au cours d'une séquence accidentelle avec fusion du cœur. Compte tenu de la présence de recombineurs, qui permettent d'abaisser les concentrations d'hydrogène, cette quantité d'hydrogène correspond à 50% de celle qui résulte de la réaction entre l'ensemble des gaines et de la vapeur d'eau. La pression correspondante est de 6,5 bars absolus, supérieure à la pression résultant de la rupture complète d'une tuyauterie du circuit primaire principal.

Le circuit ultime d'évacuation de la chaleur du bâtiment du réacteur prévu pour les situations avec fusion du cœur (EVU) – déjà évoqué plus haut ainsi qu'au paragraphe 17.10.3 –, comporte deux trains; il utilise une aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement pour assurer le refroidissement de l'atmosphère de l'enceinte et la maîtrise de sa pression interne. Aucun système ultime d'éventage de l'enceinte de confinement n'est implanté.

Par ailleurs, comme cela est présenté au chapitre 17, pour éviter une fusion du cœur en pression, le haut du pressuriseur du réacteur EPR est équipé de deux lignes en parallèle, comportant chacune deux vannes, dédiées respectivement à la mise en œuvre du refroidissement en « gavé-ouvert » et à la dépressurisation ultime du circuit primaire.

Des dispositions sont également mises en place pour éviter la pénétration du radier par un corium de matériaux fondus. En particulier, un récupérateur de corium implanté au fond de l'enceinte de confinement permet de recueillir et de refroidir le corium après la rupture du fond de la cuve et d'une « porte fusible » située en dessous, suivies de l'écoulement du corium par un canal de décharge. Une fois étalé dans le récupérateur, le corium est refroidi par de l'eau en provenance du réservoir IRWST. Le récupérateur de corium et son fonctionnement sont plus amplement décrits au paragraphe 17.10.3.

Il est à noter que plusieurs des dispositifs évoqués à propos du réacteur EPR se retrouvent dans d'autres projets de réacteurs de puissance moindre tels l'ATMEA1,

projet de réacteur à eau sous pression de 1 100 MWe développé conjointement par Mitsubishi Heavy Industries et Framatome. C'est le cas de la localisation de la réserve d'eau d'injection de sécurité dans l'enceinte de confinement ou de la mise en place de dispositifs visant à empêcher la pénétration du corium dans le radier.

18.2.6. Radioprotection

Deux choix de conception concernant la radioprotection pour le réacteur EPR sont à mentionner.

Tout d'abord, une attention particulière est portée au choix des matériaux afin de réduire l'activation des structures et, *in fine*, les doses reçues par le personnel lors des contrôles en service (aciers à teneur réduite en cobalt pour le circuit primaire, optimisation [réduction] des revêtements à base de stellite pour les structures internes à la cuve et la robinetterie⁶⁰⁰...).

Par ailleurs, un concept *two-rooms* a été mis en œuvre pour le réacteur EPR Flamanville 3, afin de permettre des interventions du personnel dans le bâtiment du réacteur en dehors des arrêts de tranche, notamment pour préparer ces derniers (sept jours avant l'arrêt et trois jours après le redémarrage) : afin de réduire autant que possible l'exposition radiologique du personnel, le bâtiment du réacteur est divisé en un « compartiment des équipements » (composé des principaux éléments du circuit primaire) et un « espace de service » bénéficiant de protections biologiques adaptées et où l'atmosphère est compatible avec la présence de personnes, en fonctionnement.

18.2.7. Prise en compte des enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi

Le réacteur EPR a été conçu pour répondre aux objectifs de sûreté stipulés dans les directives techniques établies dans les années 1990. L'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi a amené des interrogations sur la robustesse des installations face à des événements extrêmes.

En Europe, des *stress tests* ont été mis en œuvre pour les réacteurs en exploitation, dénommés en France évaluations complémentaires de sûreté (ECS). Ces ECS ont eu notamment pour objectif d'évaluer, pour chaque installation concernée, « *la robustesse de l'installation au-delà de ce pour quoi elle est dimensionnée, en identifiant en particulier, d'une part les situations qui conduiraient à une brusque dégradation de l'accident (« effet falaise »), d'autre part les mesures permettant d'éviter ces situations.* »⁶⁰¹

Sans développer ici les ECS, qui sont largement abordées au chapitre 36 du présent ouvrage – notamment au paragraphe 36.6.4 pour ce qui concerne les dispositions prises en conséquence, non seulement pour les réacteurs en exploitation du

600. La stellite correspond à une gamme d'alliages de chrome et de cobalt conçus pour résister à l'usure.

601. Demande du Premier ministre à l'ASN, en date du 5 mai 2011.

parc électronucléaire français, mais aussi pour le cas du réacteur EPR Flamanville 3 en construction, et au paragraphe 15.5 pour les piscines d'entreposage du combustible –, quelques éléments essentiels sont mentionnés ci-après.

Comme cela a été vu dans les paragraphes qui précèdent, le réacteur EPR a bénéficié, dès sa conception, de dispositions supplémentaires par rapport aux réacteurs du parc en exploitation en matière de prévention des situations de perte totale des sources froides et des alimentations électriques ainsi que de limitation des conséquences d'un accident avec fusion du cœur. Le réacteur EPR Flamanville 3 est également mieux protégé à l'égard des agressions externes que sont le séisme et l'inondation. Mais il va aussi bénéficier d'un certain nombre de dispositions adoptées par Électricité de France à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.

Tout d'abord, l'une des dispositions retenues par Électricité de France après cet accident est la mise en place d'une Force d'action rapide nucléaire (FARN), conçue pour assister tout site du parc électronucléaire français qui aurait à gérer une situation accidentelle grave; elle serait déployée sur le site concerné dans un délai inférieur à 24 heures, avec une première « colonne » dans un délai de 12 heures. La FARN est présentée au paragraphe 36.6.6.

Par ailleurs, est aussi mis en œuvre pour le réacteur EPR Flamanville 3 le concept de « noyau dur », visant à disposer d'un ensemble de moyens matériels, organisationnels et humains permettant d'assurer, au moins pendant les premiers jours suivant l'accident (et avant l'arrivée de la FARN), les fonctions de sûreté vitales du réacteur en cas de perte totale des sources de refroidissement ou d'alimentation électrique, y compris en situation d'agression externe extrême (pouvant affecter l'ensemble du site). Cet ensemble de moyens doit permettre de :

- *« prévenir un accident de fusion de combustible ou en limiter la progression,*
- *limiter les rejets radioactifs massifs,*
- *permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion de crise.»*⁶⁰²

Pour le réacteur EPR Flamanville 3, un certain nombre de systèmes et d'équipements (déjà prévus ou nouveaux) vont ainsi être retenus au titre du « noyau dur », parmi lesquels – pour n'en rester qu'à quelques spécificités de l'EPR mentionnées plus haut – le récupérateur de matériaux fondus et les lignes de décompression du circuit primaire (visant à éviter les accidents de fusion en pression).

Toutefois, en cohérence notamment avec le guide ASN n° 22, pour la conception de nouveaux réacteurs à eau sous pression (y compris d'autres réacteurs de type EPR dont la construction serait décidée), une nouvelle approche se substitue au concept de « noyau dur », fondée sur la prise en compte d'un « domaine de conception étendu », intégrant notamment des agressions externes d'une ampleur supérieure à celle du domaine de dimensionnement de base.

602. Selon les décisions de l'ASN en date du 26 juin 2012.

18.3. Contexte international : objectifs généraux de sûreté des réacteurs de nouvelle génération

Au plan international, des réflexions sur ce que devraient être les objectifs généraux de sûreté de futurs réacteurs de puissance ont été engagées dès le milieu des années 1990. En particulier, l'INSAG⁶⁰³ a diffusé en 1999, sous la dénomination INSAG-12, une révision du document INSAG-3 qui avait été diffusé en 1988. Cette révision apporte un certain nombre d'évolutions au document de 1988, en soulignant notamment toute l'attention qui doit être portée, dès le stade de la conception d'un réacteur de puissance, à la prévention et à la limitation des conséquences des situations avec défaillances multiples et des situations d'endommagement sévère du cœur, pour éviter en particulier la défaillance du confinement.

L'INSAG-12 note que pour les réacteurs (alors) existants, les dispositions prises devraient conduire à une probabilité de dommages graves au cœur d'un réacteur de l'ordre de 10^{-4} par année.réacteur, la mise en place de dispositions de gestion et d'atténuation des accidents pouvant réduire d'un facteur au moins égal à 10 la probabilité de rejets massifs hors site nécessitant une réponse à court terme. Dans l'INSAG-12, il est considéré que, par l'application aux réacteurs futurs des principes et objectifs de sûreté énoncés dans ce document, une probabilité de dommages sévères au cœur de l'ordre de 10^{-5} par année.réacteur pourrait être atteinte. Un autre objectif indiqué pour ces futurs réacteurs est que les séquences accidentelles pouvant conduire à des rejets radioactifs précoces importants devraient être « pratiquement éliminées ».

Depuis les années 2000, de nombreux efforts d'harmonisation des objectifs de sûreté ont conduit à la publication de nouveaux documents (européens ou internationaux). Ainsi, les textes issus des travaux de l'association WENRA, de l'Agence internationale de l'énergie atomique et la directive européenne n° 2014/87/Euratom forment aujourd'hui un ensemble de documents de référence cohérents en matière d'objectifs généraux de sûreté pour la prochaine génération de réacteurs nucléaires en Europe.

En 2010, l'association WENRA a publié⁶⁰⁴ un document (de position) fixant sept objectifs pour les nouveaux réacteurs, sur les sujets suivants :

- le fonctionnement normal et la prévention des incidents et des accidents,
- les accidents sans fusion de combustible,
- les accidents avec fusion de combustible,
- le renforcement de l'indépendance entre les niveaux de la défense en profondeur,
- les interfaces entre la sûreté et la sécurité,
- la protection contre les radiations et la gestion des déchets,
- le management de la sûreté.

603. International Nuclear Safety Group, voir le chapitre 3.

604. « WENRA Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants », November 2010.

En 2013, l'association WENRA a intégré les enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi dans un nouveau rapport⁶⁰⁵, en particulier les objectifs suivants :

- le renforcement de la robustesse des installations face aux agressions externes « hors dimensionnement »,
- le renforcement de la robustesse face aux situations de perte totale des sources froides ou des alimentations électriques,
- la meilleure prise en compte des situations affectant plusieurs tranches d'un même site ou des piscines d'entreposage de combustibles usés,
- l'amélioration de l'indépendance entre les différents niveaux de la défense en profondeur, tout particulièrement entre les niveaux 3 et 4,
- l'amélioration de la gestion à long terme des situations d'accident avec fusion du cœur.

La plupart de ces enseignements se retrouvent d'ailleurs, parmi d'autres, dans la révision n° 2014/87/Euratom de la directive 2009/71/Euratom d'une part, et dans la révision 2016 du guide AIEA « Sûreté à la conception » d'autre part.

La directive révisée de 2014 fixe un objectif de sûreté pour les installations nucléaires, reprenant celui qui avait été adopté dans les directives techniques établies dans les années 1990 pour la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression, qui est « *d'éviter* :

- *les rejets radioactifs précoces qui imposeraient des mesures d'urgence hors site mais sans qu'il y ait assez de temps pour les mettre en œuvre,*
- *les rejets radioactifs de grande ampleur qui imposeraient des mesures de protection qui ne pourraient pas être limitées dans l'espace ou le temps ».*

Il est spécifié dans cette directive révisée que les États veillent à ce que le cadre national exige que l'objectif précédent :

- *« s'applique aux installations nucléaires pour lesquelles une autorisation de construire est octroyée pour la première fois après le 14 août 2014,*
- *soit utilisé comme une référence pour la mise en œuvre en temps voulu de mesures d'amélioration raisonnablement possibles dans une installation nucléaire existante, y compris dans le cadre des examens périodiques de sûreté [...] »*⁶⁰⁶.

605. Rapport WENRA « Safety of new NPP designs – Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG », March 2013.

606. Il est indiqué au chapitre 30, consacré aux réexamens périodiques, que cet objectif a effectivement été retenu comme une référence pour les réexamens associés aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe du parc électronucléaire français, en relation avec l'extension envisagée de leur durée de fonctionnement.

En France, l'ensemble de ces travaux a conduit à la publication en 2017 du guide ASN n° 22 relatif à la conception des réacteurs à eau sous pression, élaboré conjointement par l'IRSN et l'ASN, déjà présenté au paragraphe 6.1. Ce guide comprend notamment un chapitre sur les objectifs généraux de sûreté, prenant en compte les objectifs adoptés par l'association WENRA en 2010, les exigences du document SSR-2/1 de l'AIEA, la directive européenne 2014/87/EURATOM.

Même s'il ne s'agit que de recommandations, le guide ASN n° 22 servira de document de référence pour la conception de nouveaux réacteurs à eau sous pression en France, tout comme les directives techniques ont servi à la conception du réacteur EPR.

18.4. Concepts mis en valeur dans les réacteurs de nouvelle conception

Les concepteurs des réacteurs de nouvelle génération développent de nombreux systèmes innovants. Quelques exemples sont exposés ci-après :

- les systèmes gravitaires passifs de l'AP1000,
- le système SPOT du VVER-1200,
- les multi-groupes de l'EPR NM,
- les accumulateurs du réacteur ATMEA1,
- la piscine commune aux modules NuScale.

18.4.1. AP1000 : systèmes gravitaires

L'AP1000 est un réacteur à eau sous pression d'environ 1 150 MWe développé par la société Westinghouse Electric Corporation (rachetée en 2006 par la firme japonaise Toshiba). Trois réacteurs de ce type ont été construits en Chine et ont été mis en service en 2018. La sûreté de ce réacteur repose sur le recours à de nombreux systèmes passifs, permettant de se passer d'alimentation électrique pendant au moins 72 heures.

L'AP1000 dispose notamment de plusieurs systèmes de refroidissement innovants, dont deux sont illustrés ci-après : un système d'injection gravitaire d'eau borée, et un système passif de refroidissement de l'enceinte de confinement (métallique) du bâtiment du réacteur⁶⁰⁷.

Le réacteur AP1000 est équipé d'un réservoir, appelé IRWST (comme pour l'EPR), situé à l'intérieur de l'enceinte de confinement, au-dessus du niveau de la cuve du réacteur (voir la figure 18.3). Ce réservoir, rempli d'eau borée, est à température et pression ambiantes, et isolé du circuit primaire en fonctionnement normal. L'une des

607. Cette enceinte est enveloppée par une structure en béton, ouverte à l'extérieur dans sa partie supérieure.

fonctions de l'IRWST est d'assurer un appoint d'eau borée au circuit primaire en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire. Lors d'un tel accident, la pression du circuit primaire va décroître jusqu'à être suffisamment basse pour permettre à l'IRWST de se déverser de manière gravitaire dans le circuit primaire. Dans un second temps, un régime de recirculation s'établit entre le réservoir et le réacteur.

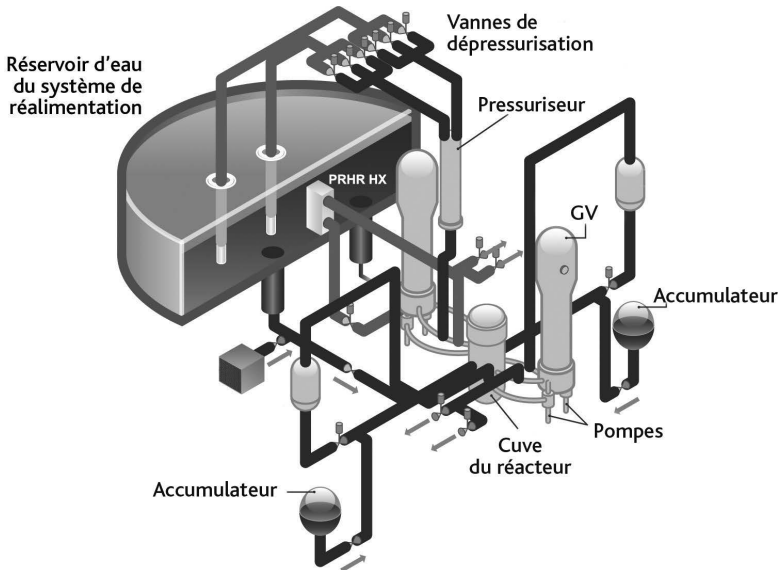


Figure 18.3. Illustration du système d'injection gravitaire du réacteur AP1000. Westinghouse Electric Company LLC.

L'enceinte de confinement est conçue pour permettre le retour dans l'IRSWT d'une partie de l'eau perdue par la brèche, l'ensemble étant dimensionné de telle sorte que l'injection d'eau dans le circuit primaire soit suffisante pour empêcher le dénoyage du cœur avant et après l'établissement de la recirculation.

Le système de refroidissement de l'enceinte de confinement est un autre exemple intéressant de système passif utilisé pour le réacteur AP1000. Il consiste en un réservoir d'eau claire, à pression et température ambiantes, implanté dans la partie supérieure du bâtiment du réacteur, au-dessus de l'enceinte de confinement. Sa fonction est d'assurer le refroidissement de l'enceinte de confinement afin que les valeurs de température et de pression y restent dans le domaine de dimensionnement.

Pour cela, en cas d'augmentation de la température à l'intérieur de l'enceinte de confinement, les vannes de fond du réservoir s'ouvrent pour permettre à l'eau contenue dans le réservoir de recouvrir la face extérieure de l'enceinte de confinement, par gravité. Des événements permettent une circulation d'air dans le bâtiment du réacteur à contre-courant de l'écoulement d'eau, favorisant ainsi les échanges thermiques avec l'enceinte. Le réservoir est dimensionné pour assurer le refroidissement de l'enceinte de manière passive pendant 72 heures.

Des drains situés au fond du bâtiment du réacteur permettent la collecte des écoulements en vue d'une recirculation au-delà de 72 heures. Le système de refroidissement de l'enceinte assure ainsi sa fonction sur le long terme.

Les systèmes passifs ainsi introduits présentent des avantages, mais au cas par cas un bilan concernant leur apport doit être mené en termes de démonstration de leur efficacité par des essais représentatifs, de résistance aux agressions externes, d'efficacité lors des états d'arrêt, de réalisation de contrôles périodiques...

18.4.2. VVER : système SPOT

Les VVER sont des réacteurs à eau sous pression de conception soviétique puis russe, développés à partir des années 1960, repris aujourd'hui par la société ROSATOM.

Le système illustré dans ce chapitre est le système SPOT (voir la figure 18.4), qui permet le refroidissement passif des générateurs de vapeur dans les situations « hors dimensionnement » de perte totale des alimentations électriques. Ce système est uniquement présent dans certains VVER-1000 et VVER-1200 (réacteurs à quatre boucles de refroidissement), qui sont parmi les modèles les plus récents.

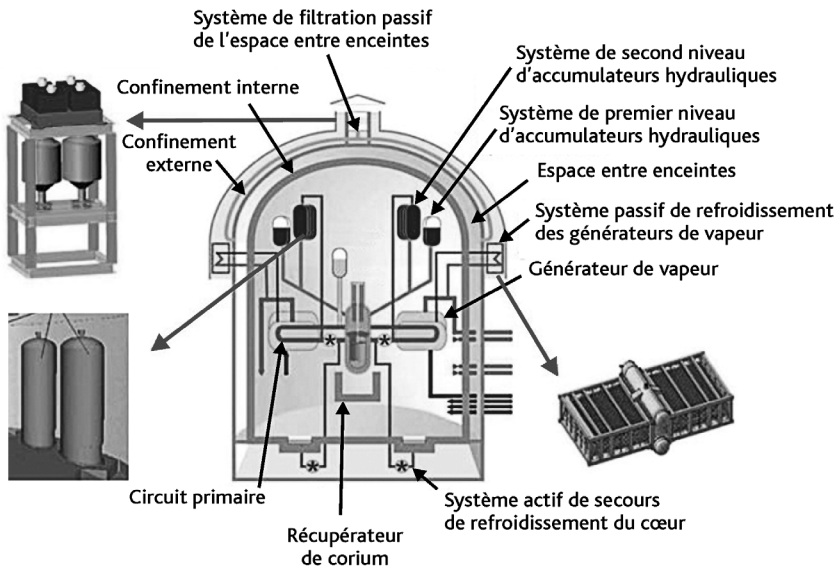


Figure 18.4. Illustration du système SPOT en air. ROSATOM.

Le système SPOT est constitué de quatre échangeurs à air, un par boucle, situés à l'extérieur de l'enceinte de confinement en partie haute du bâtiment du réacteur. Selon le cas, ces échangeurs sont directement en contact avec l'air (cas du VVER-1200 Novovoronej II-1, en exploitation depuis mai 2016 – voir la figure 18.4) ou immergés dans des réservoirs d'eau (cas du VVER-1200 Leningrad II-1, en exploitation depuis octobre 2018).

Quelle que soit la conception, le principe de fonctionnement est identique: la vapeur sortant des générateurs de vapeur monte naturellement vers les échangeurs, où elle est refroidie et condensée. Les condensats sont alors dirigés par gravité vers la partie basse des générateurs de vapeur horizontaux. Le système est dimensionné pour assurer un refroidissement suffisant avec trois échangeurs sur quatre en fonctionnement. Dans le cas des échangeurs immergés, les réservoirs d'eau interviennent aussi pour refroidir passivement l'enceinte en cas de brèche primaire. Pour cela, des échangeurs-condenseurs sont positionnés en partie haute de l'enceinte. L'eau liquide contenue à l'intérieur des condenseurs se réchauffe, et remonte par convection naturelle vers les réservoirs dans lesquels elle va se mélanger. Des événements sont prévus pour permettre à l'eau contenue dans le réservoir de s'évaporer. Les réservoirs sont dimensionnés pour assurer le refroidissement des générateurs de vapeurs et de l'enceinte pendant 24 heures.

18.4.3. EPR NM : technologie « multi-groupe », source froide diversifiée

Le réacteur EPR nouveau modèle, dit EPR NM, est un projet de réacteur à eau sous pression dérivé du réacteur EPR, développé par Électricité de France et Framatome⁶⁰⁸, il n'est pas figé et des évolutions de ce projet sont d'ores et déjà prévues par les développeurs sous le nom d'EPR 2. Si l'architecture globale de sûreté du nouveau modèle est proche de celle du réacteur EPR, certaines modifications envisagées méritent d'être mentionnées pour leur mise en valeur d'évolutions dans les approches de sûreté.

La conception des sources électriques de secours a en particulier notablement évolué, conduisant à un renforcement de l'indépendance entre les niveaux 3 et 4 de la défense en profondeur, ce qui par conséquent devrait améliorer la fiabilité de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave.

En plus des groupes électrogènes principaux à moteur diesel, qui alimentent les systèmes de sûreté en cas de perte du réseau électrique externe, le réacteur EPR NM disposerait de groupes électrogènes de secours dédiés à la gestion de la situation de manque de tension généralisé en utilisant une technologie de type multi-groupe. Cette technologie consisterait à assurer le niveau de puissance requis en connectant entre eux des groupes électrogènes de plus petite puissance qui constitueraient un unique ensemble fonctionnel. Les groupes électrogènes élémentaires seraient identiques, interchangeable et indépendants les uns des autres. Chaque groupe élémentaire disposerait d'un certain nombre de systèmes supports qui lui seraient propres (refroidissement

608. Au mois d'avril 2016, EDF a transmis à l'ASN le dossier d'options de sûreté (DOS) d'un projet de réacteur dénommé EPR NM, qui se place dans la continuité des réacteurs EPR déjà construits. Pour EDF, ce projet a pour objectifs d'intégrer le retour d'expérience de la conception, de la construction et de mise en service des réacteurs EPR construits ainsi que le retour d'expérience des réacteurs existants, de disposer au sein de la filière nucléaire française d'un réacteur d'un haut niveau de sûreté et de se préparer au renouvellement du parc actuellement en fonctionnement en France. Les options de sûreté du projet EPR NM ont été examinées au mois de janvier 2018 par le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires. Le 16 juillet 2019, l'ASN a diffusé son avis n° 2019-AV-0329 sur ce projet et à son évolution de configuration EPR 2.

du moteur, entreposage tampon de carburant...), ce qui serait de nature à augmenter la fiabilité de l'ensemble même s'il existe toujours des fonctions supports communes.

Ces groupes électrogènes de secours seraient dimensionnés pour permettre la gestion de l'ensemble des situations accidentelles les requérant en prenant en compte l'impact simultané des accidents sur le réacteur et la piscine d'entreposage du combustible.

Les systèmes intervenant dans la gestion d'une situation avec fusion du cœur disposeraient d'un groupe électrogène de secours dédié à cette situation.

Concernant la source froide, le projet EPR NM prévoit deux sources froides: la source principale qui aurait une prise directe dans le milieu naturel (mer ou rivière en fonction du site choisi) et alimenterait la chaîne de refroidissement principale, et une source froide diversifiée, refroidie par air, qui alimenterait la chaîne de refroidissement diversifiée utilisée dans les conditions DEC-A ainsi que la chaîne de refroidissement ultime (DEC-B). Cette option de conception vise à écarter les risques de perte des deux sources froides par mode commun.

18.4.4. ATMEA1 : accumulateurs d'injection de sécurité dans le circuit primaire

Le réacteur ATMEA1 est un projet de réacteur à eau sous pression de 1 100 MWe, développé conjointement par Mitsubishi Heavy Industries et Areva-NP. En 2011, l'Autorité de sûreté nucléaire française a rendu un avis favorable sur les options de sûreté de ce projet de réacteur éclairées par des options de conception préliminaires de ce réacteur.

Parmi ces options, une innovation a été introduite dans le projet ATMEA1 pour la gestion des accidents de perte de réfrigérant primaire. Contrairement à la plupart des réacteurs à eau sous pression, le projet ATMEA1 ne comporte pas de système actif d'injection à basse pression (dont l'objectif principal est d'assurer le renoyage du cœur à court terme en cas de brèche importante du circuit primaire).

Pour remplir cette fonction, le projet de réacteur ATMEA1 comporte des accumulateurs passifs dits « à double détente » présentant deux paliers de fonctionnement. À leur activation, ils libèrent de l'eau dans le circuit primaire avec un très gros débit, permettant de renoyer le combustible en quelques secondes. Une fois cette première phase achevée, les accumulateurs continuent de libérer de l'eau à un débit plus faible.

Ces accumulateurs sont dimensionnés pour assurer une injection suffisante maintenant le refroidissement du combustible jusqu'au démarrage des pompes d'injection de sécurité à moyenne pression. Ces dernières assurent la gestion à long terme des situations d'accident de perte de réfrigérant primaire. Ce mode de fonctionnement permet en conséquence, pour les cas de dimensionnement où la perte des sources externes est envisagée, d'éviter de solliciter des secours électriques en un temps réduit, de l'ordre de la minute, et réduit en conséquence le risque d'endommagement des groupes électrogènes dans de telles conditions.

18.4.5. NuScale : piscine commune pour réacteurs modulaires

Au cours des années 2010, un nouveau type de réacteurs a connu un fort développement: il s'agit de petits réacteurs modulaires, pour lesquels il existe de nombreux concepts.

Un petit réacteur modulaire est un réacteur nucléaire de faible puissance conçu pour être fabriqué et assemblé en série, en usine, afin de faciliter son installation sur site. La puissance des petits réacteurs nucléaires est généralement inférieure à 300 MWe ou à son équivalent thermique.

Selon leurs concepteurs, les caractéristiques des petits réacteurs modulaires leur permettraient d'être implantés dans des lieux où une centrale de grande puissance ne pourrait pas être construite, comme des endroits isolés. De plus, leur faible puissance leur permettrait d'être moins coûteux qu'une centrale nucléaire de grande taille, les rendant intéressants pour des pays souhaitant se lancer dans la production d'énergie nucléaire. Enfin, leur faible inventaire en substances radioactives pourrait permettre leur implantation à proximité de centres urbains pour lesquels une production mixte d'électricité et de vapeur pourrait être de surcroît envisagée.

La société américaine NuScale Power développe un tel concept de petit réacteur modulaire intégré à eau sous pression d'une puissance de 50 MWe. Les modules seraient construits en usine puis transportés sur site, où ils seraient assemblés dans une même installation fixe. Le projet prévoit jusqu'à douze modules sur un même site, qui partageraient certains auxiliaires ou certains systèmes de sûreté. Un module NuScale est composé d'une capacité appelée cuve primaire contenant le cœur, le pressuriseur et les deux générateurs de vapeur. La cuve primaire est logée dans une enveloppe de confinement qui joue le rôle de troisième barrière physique de confinement. Un quasi-vide est maintenu entre la cuve primaire et l'enveloppe de confinement.

Le choix de conception présenté ci-après concerne la piscine commune dans laquelle l'ensemble des modules seraient immergés (voir la figure 18.5).

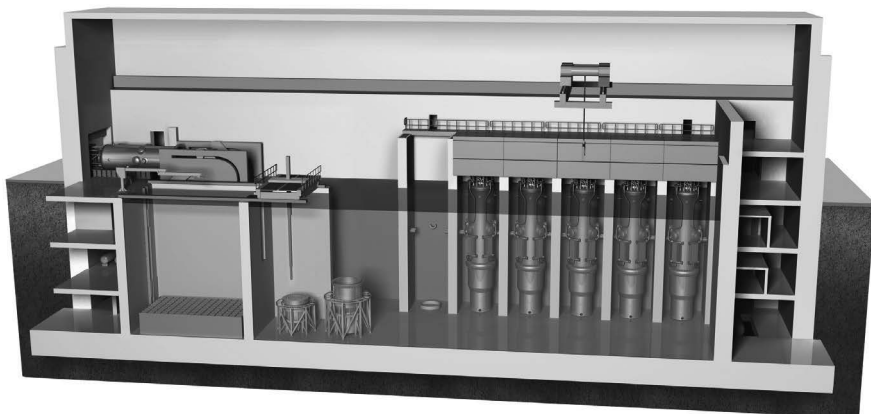


Figure 18.5. Illustration de la piscine commune du projet NuScale. À droite apparaissent cinq modules dans leurs enveloppes de confinement. 2020 NuScale Power, LLC – All right reserved.

Le système d'évacuation de la puissance résiduelle de chaque module est constitué de deux trains de refroidissement du circuit primaire, un par générateur de vapeur. Chaque train comporte un condenseur immergé dans la piscine commune, chaque condenseur étant capable d'évacuer 100 % de la puissance résiduelle (voir la figure 18.6).

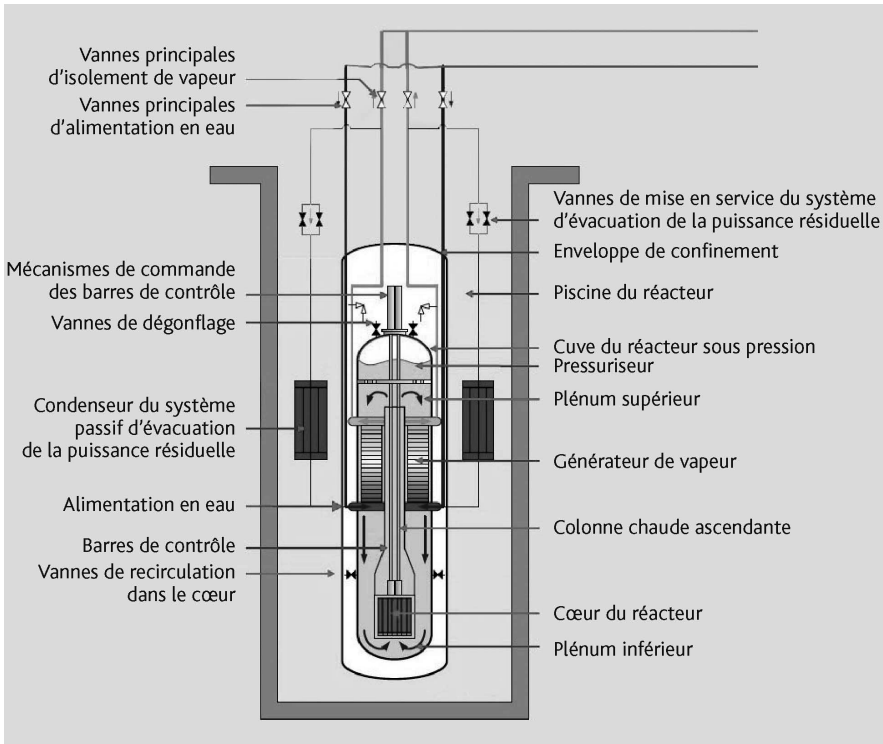


Figure 18.6. Fonctionnement de l'évacuation de la puissance résiduelle du projet NuScale. 2020 NuScale Power, LLC – All right reserved.

En cas de perte de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur, une série de vannes permettrait d'isoler le module concerné de la turbine et de couper l'injection d'eau dans les générateurs de vapeur, tandis qu'une autre série de vannes s'ouvriraient pour relier les générateurs de vapeur, localisés à l'intérieur de la cuve primaire, aux deux condenseurs immergés dans la piscine. La circulation du fluide secondaire s'effectuerait alors en convection naturelle diphasique.

La piscine commune serait dimensionnée pour garantir le refroidissement d'un module dans n'importe quelle situation incidentelle ou accidentelle de dimensionnement pendant 72 heures, sans qu'aucune action d'opérateurs ne soit nécessaire. Au-delà de 72 heures, l'évaporation et l'ébullition de l'eau de la piscine, ainsi que le refroidissement à l'air de l'enveloppe de confinement seraient suffisants pour assurer une évacuation de la puissance résiduelle de façon illimitée.

Le concepteur souligne par ailleurs que la piscine pourrait être considérée comme une quatrième barrière de confinement puisqu'elle retiendrait une partie des produits de fission en cas de perte d'intégrité de l'enveloppe de confinement.

