

Chapitre 6

Objectifs généraux, principes et concepts fondamentaux de l'approche de sûreté

Ce chapitre, comme la majorité de ceux qui suivent, concerne directement le type de réacteurs à eau sous pression (REP) exploités en France; toutefois, les principes et concepts adoptés en matière de sûreté sont de portée plus générale. Les réacteurs en question sont issus de la licence américaine de la compagnie Westinghouse, licence dont le constructeur Framatome s'est progressivement affranchi, d'abord avec les réacteurs du palier N4, puis avec l'*European Pressurized Reactor* (EPR) de conception franco-allemande; ces réacteurs présentent des évolutions notables par rapport aux réacteurs précédents. L'annexe au présent chapitre donne quelques indications techniques et précise la localisation ainsi que la date de première divergence des réacteurs électronucléaires français.

En France, la sûreté est définie à l'article L.591-1 du code de l'environnement comme « *l'ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation relatives à la conception, à la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des installations nucléaires de base, ainsi qu'au transport des substances radioactives, prises en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets* ». Dans une acception élargie²³², peuvent y être associées les dispositions techniques et organisationnelles visant à

232. « Analyse de sûreté des installations nucléaires – Principes et pratiques », Daniel Quéniart, Techniques de l'ingénieur, article BN3810 V1, juillet 2017.

assurer le fonctionnement normal des installations sans rejets excessifs d'effluents radioactifs et sans exposition excessive de travailleurs aux rayonnements ionisants.

Les principes et concepts fondamentaux correspondants, inséparables du développement des installations nucléaires par les concepteurs et les exploitants, ont été améliorés au fil du temps du fait de l'amélioration des connaissances, non seulement par les travaux de recherche menés dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression mais aussi par le retour d'expérience d'incidents ou d'accident survenus.

6.1. Approche générale des risques – Objectifs généraux

L'appréciation des risques liés à l'exploitation d'une installation nucléaire amène à distinguer, comme pour tout dispositif industriel, les risques potentiels, correspondant aux effets néfastes qui pourraient survenir du fait des substances radioactives²³³ présentes dans l'installation ainsi que des énergies capables de les disperser en son sein ou dans l'environnement, et les risques que l'on qualifie de résiduels, c'est-à-dire ceux qui subsistent compte tenu des dispositions techniques et des mesures d'organisation prises au titre de la sûreté nucléaire (dans son acception élargie).

Les risques potentiels radiologiques sont donc à identifier sur la base de la nature et des quantités de substances radioactives présentes dans l'installation et de leurs caractères de dangerosité respectifs.

L'approche générale de la sûreté va consister à « traiter » les risques potentiels avec pour objectif de rendre acceptables les risques résiduels, qui ne sauraient généralement être nuls.

La notion de probabilité s'introduit naturellement dans cette approche générale de la sûreté, qui vise à permettre de porter, sur les situations pouvant résulter de l'exploitation d'une installation, une double appréciation, en termes de probabilité et en termes de gravité des effets. Il est généralement reconnu qu'un accident doit être d'autant plus improbable que ses conséquences peuvent être graves pour l'homme ou l'environnement; cela est rappelé dans le guide ASN n° 22 établi par l'Autorité de sûreté nucléaire conjointement avec l'IRSN et diffusé en juillet 2017, relatif à la conception des réacteurs à eau sous pression: « *Un objectif doit être de prévenir les incidents et accidents de nature radiologique et de limiter les conséquences de ceux qui pourraient survenir malgré les dispositions de prévention retenues: ces conséquences doivent être d'autant plus faibles que la fréquence estimée de l'incident ou accident est importante* ».

Cet objectif général a largement guidé les travaux dans le domaine de la sûreté au cours des dernières décennies. Dès le début des années 1970, il a été suggéré de distinguer, sur la base d'un diagramme probabilités-conséquences, un domaine acceptable (autorisé) et un domaine inacceptable (interdit), les conséquences étant alors exprimées en termes de rejets d'iode radioactif par exemple. La figure 6.1 correspond à

233. Sans préjuger d'autres risques (risques chimiques par exemple) que les installations peuvent présenter, qui sont à traiter dans les cadres appropriés, mais qui ne font pas l'objet du présent ouvrage (notion d'intérêts protégés dans la réglementation française).

l'une des représentations schématiques d'une telle approche (courbe dite de Farmer²³⁴). Comme cela a été indiqué dans l'introduction du présent ouvrage, la notion d'acceptabilité, à caractère politique, évolue dans le temps et ce qui était jugé acceptable au démarrage des premières tranches du programme électronucléaire français ne l'a plus été pour la conception du réacteur EPR – sachant que, entre ces deux extrêmes, il y a eu des améliorations successives et que, par ailleurs, les réexamens périodiques des réacteurs en exploitation permettent de renforcer leur sûreté à la lumière des plus récentes références en matière de sûreté nucléaire; cela s'applique en particulier aux améliorations jugées nécessaires pour la prolongation du fonctionnement des réacteurs de 900 MWe au-delà de leurs quatrièmes visites décennales.

Les concepteurs de centrales nucléaires ont traduit l'approche générale évoquée ci-dessus de façon quantitative en retenant des couples de plages de fréquences estimées et de conséquences radiologiques maximales à respecter afin de disposer de valeurs de « découplage » leur permettant de concevoir les différents éléments des centrales nucléaires – sans que cela puisse pour autant prétendre à être suffisant dans le cadre d'une démonstration de sûreté: ce point sera explicité au paragraphe 8.7.3.

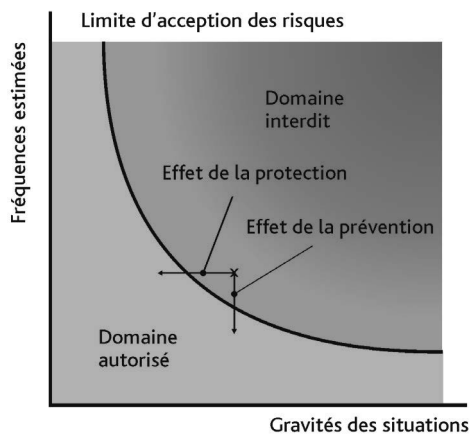


Figure 6.1. Une représentation théorique schématique (courbe de Farmer) de la relation conceptuelle entre fréquences estimées et gravités des situations. IRSN.

Il convient de souligner ici que cette référence en matière de sûreté nucléaire n'est pas en contradiction avec le fait qu'elle repose d'abord sur une approche déterministe, à savoir qu'une situation doit être traitée dès l'instant où elle est considérée comme plausible; les choix de conception doivent permettre d'en limiter suffisamment les conséquences. L'approche déterministe est en tout état de cause complétée par une approche probabiliste qui permet notamment d'appréhender les risques associés à des situations plus complexes et de définir, le cas échéant, des dispositions complémentaires. On reviendra sur ces sujets au paragraphe 6.7.

234. Frank Reginald Farmer (1914-2001) a été membre de l'United Kingdom Atomic Energy Authority puis professeur à l'Imperial College of London.

La directive européenne 2014/87/EURATOM du Conseil européen du 8 juillet 2014 – déjà évoquée au paragraphe 2.5.a) –, modifiant la directive 2009/71/Euratom²³⁵, a inscrit au niveau politique l'objectif général de sûreté qui doit désormais être visé pour les installations nucléaires; cet objectif est « *que les installations nucléaires soient conçues, situées, construites, mises en service, exploitées et déclassées avec l'objectif de prévenir les accidents et, en cas de survenue d'un accident, d'en atténuer les conséquences et 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 »*²³⁶.

Cet objectif – qui est dans le droit fil de ceux qui avaient été retenus dans les directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression²³⁷, adoptées par le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires et des experts allemands en 2000, après sept années de discussions techniques, et notifiées à Électricité de France par les chargés de la sûreté nucléaire en 2004, puis dans les textes établis par l'association WENRA²³⁸ – a été décliné dans le guide ASN n° 22 évoqué plus haut. Ce guide traite à la fois d'aspects relatifs à la conception proprement dite des installations, qui doit être fondée sur une application adéquate du principe de défense en profondeur (ce principe est exposé plus loin au paragraphe 6.4), et d'aspects relatifs à la démonstration de la sûreté nucléaire, qui suppose qu'une conception ait été choisie (dans la pratique, les études de conception et les études de la démonstration de sûreté sont réalisées selon un processus itératif). Le guide ASN n° 22 rappelle un certain nombre d'exigences réglementaires et formule des recommandations. Il y est notamment indiqué que la conception d'un réacteur à eau sous pression doit viser à :

- *« minimiser le nombre d'incidents et limiter les possibilités d'apparition d'accidents »,*
- *« limiter, lors des incidents ou des accidents, les rejets de substances radioactives ou dangereuses ou les effets dangereux, ainsi que leurs impacts sur l'homme et l'environnement, à des niveaux aussi faibles que possible »,*

235. Directive établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires.

236. Il est aussi spécifié dans cette directive que les États membres veillent à ce que le cadre national exige que l'objectif ainsi défini :

- *« 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 définis à l'article 8 quater, point b [de la directive] ».*

237. Sujet qui est développé au chapitre 18.

238. Voir principalement le document « WENRA Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants », novembre 2010.

- *« prévenir ou, à défaut, limiter les rejets radioactifs pouvant résulter des incidents ou accidents, y compris des accidents avec fusion de combustible » ;*

et que :

- *« les accidents avec fusion de combustible susceptibles de conduire à des rejets radioactifs importants avec une cinétique qui ne permettrait pas la mise en œuvre à temps des mesures nécessaires de protection des populations doivent être rendus physiquement impossibles ou à défaut extrêmement improbables avec un haut degré de confiance ;*
- *les mesures de protection des populations qui seraient nécessaires dans le cas des autres accidents avec fusion de combustible doivent être très limitées en termes d'étendue et de durée (pas de relogement permanent, pas d'évacuation en dehors du voisinage immédiat du site, pas de mise à l'abri en dehors du voisinage du site, pas de restriction de consommation des denrées alimentaires sur le long terme en dehors du voisinage du site). Dans ce but, ces accidents ne doivent pas conduire à une contamination de larges étendues et à une pollution des milieux sur le long terme. »*

Au-delà de l'approche générale des risques, les réflexions sur la sûreté ont conduit à mettre en œuvre progressivement tout un ensemble de principes, de concepts, de méthodes, applicables tant au stade de la conception qu'à celui de la construction ou de l'exploitation, qui sont exposés dans la suite du présent chapitre.

En effet, dans l'objectif fondamental d'éviter les expositions des travailleurs et des personnes du public ainsi que les rejets de substances radioactives dans l'environnement, les industriels²³⁹ impliqués adoptèrent, en relation avec les organismes et les instances de sûreté qui se mettaient progressivement en place, un certain nombre de principes, de concepts et de méthodes : il s'agit notamment des « fonctions fondamentales de sûreté » ou encore de l'interposition de « barrières » physiques de confinement entre les matières radioactives et l'environnement, des méthodes d'analyse déterministe d'événements postulés, des études probabilistes...

Si, pour les premières tranches du parc électronucléaire français et dans le cadre de la licence Westinghouse, Électricité de France et Framatome se sont largement appuyé sur des règles et pratiques américaines – comme le code de conception et de construction ASME²⁴⁰ –, les industriels français ont ensuite développé des règles pour la conception (incluant le dimensionnement²⁴¹) et la construction d'équipements, avec différents niveaux d'exigences, dont le choix pour chaque équipement était à faire en fonction, notamment, de son rôle en termes de sûreté.

239. Il est ici rappelé que la construction de réacteurs nucléaires (de recherche ou électrogènes) a démarré au milieu du XX^e siècle, par quelques pays (États-Unis, ex-Union soviétique, France, Grande-Bretagne...) engagés dans la recherche et la mise au point de technologies permettant de valoriser l'énergie issue de la fission nucléaire à des fins de production d'électricité.

240. American Society of Mechanical Engineers.

241. Détermination des caractéristiques d'une installation lors de sa conception pour satisfaire à des critères et à la pratique réglementaire.

Les organismes – industriels, organismes techniques de sûreté, autorités de sûreté... – des pays engagés dans le développement de réacteurs électronucléaires ont par ailleurs apporté leur expérience et leur savoir-faire dans l'établissement de différents textes de niveau international (notamment les normes de l'AIEA à partir des années 1970), ou européen (textes de l'association WENRA depuis 2000, visant à promouvoir un niveau de sûreté européen atteignable compte tenu de la diversité des situations des différents pays), traduisant un consensus sur des exigences ou des bonnes pratiques; il y sera fait quelques références dans la suite du texte.

6.2. Les fonctions fondamentales de sûreté

La spécificité des réacteurs électronucléaires, par rapport à d'autres installations de production d'énergie, tient tout d'abord à la présence dans ces réacteurs d'une très grande quantité de substances radioactives (voir le tableau 6.1) dont il est nécessaire de protéger le personnel et dont la dispersion²⁴², même en quantités relativement faibles, dans l'environnement pourrait entraîner des conséquences graves pour les personnes du public et l'environnement.

La sûreté de telles installations suppose donc une bonne protection à l'égard des sources de rayonnement et leur confinement.

Si ces sources sont bien là où il est prévu qu'elles soient, la protection peut être obtenue par la mise en place d'écrans absorbants, de matériaux et d'épaisseurs adaptés, comme cela a été vu au paragraphe 1.1.

Les difficultés viennent donc surtout des possibilités de dispersion de substances radioactives hors des localisations prévues. Il faut donc rechercher les causes possibles de telles dispersions pour concevoir le confinement approprié.

Dans un réacteur électronucléaire, les substances radioactives (voir le tableau 6.1 ci-après) sont, pour la plupart, produites à l'intérieur même du matériau fissile (c'est-à-dire dans les pastilles de combustible, placées dans des gaines métalliques); il est recherché qu'elles y restent tant que le combustible n'est pas traité dans une usine adaptée.

Tableau 6.1. Activité radiologique maximale de certains des principaux produits de fission pour un réacteur de 900 MWe et un taux de combustion maximum (en moyenne par assemblage) du combustible de 33 000 MWj/tU.

Produits de fission	Cœur, 2 heures après l'arrêt	Circuit primaire	Effluents gazeux
Gaz rares	10^7 TBq ²⁴³	$3 \cdot 10^2$ TBq	$2 \cdot 10^2$ TBq
Iodes	$2 \cdot 10^7$ TBq	20 TBq	–
Césiums	10^7 TBq	–	–

242. La dispersion ou un défaut de protection contre les rayonnements que ces substances sont de nature à émettre.

243. $1 \text{ TBq} = 10^{12} \text{ Bq} = 27 \text{ Ci (Curie)}$.

Or, dans les conditions normales d'utilisation, pour permettre un fonctionnement sans renouvellement de combustible pendant un an ou plus et compenser divers phénomènes, il est nécessaire de disposer dans le cœur d'une quantité de matière fissile bien supérieure à la « masse critique »²⁴⁴ à froid. Dès lors, le niveau de puissance d'un réacteur résulte du réglage de nombreux paramètres qui doivent être maîtrisés en permanence.

Dans des conditions accidentelles, l'énergie libérée dans un réacteur nucléaire peut croître extrêmement vite, de façon incontrôlable, et n'être limitée que par les contre-réactions²⁴⁵ liées à l'augmentation des températures ou à la dispersion du combustible. La **maîtrise de la réaction nucléaire en chaîne** revêt donc une importance toute particulière; on l'appelle aussi « maîtrise de la réactivité ».

Par ailleurs, comme cela a déjà été dit, un dégagement d'énergie significatif se poursuit pendant très longtemps après l'arrêt de la réaction en chaîne; ce dégagement d'énergie résulte de la radioactivité des produits issus des fissions nucléaires (appelés communément produits de fission – PF) dans le cœur du réacteur.

Chaque produit de fission radioactif libère cette énergie avec une période de décroissance qui lui est propre; cette période peut être très courte (inférieure à la seconde), moyenne (en mois ou en années), ou très longue (centaines ou milliers d'années, voire plus). Il en résulte une puissance résiduelle qui décroît en fonction du temps (un exemple d'évolution temporelle de la puissance résiduelle d'un réacteur de puissance a été présenté au paragraphe 5.3); loin d'être négligeable, elle nécessite la poursuite d'un refroidissement pendant des durées importantes. L'**évacuation de la puissance thermique** est donc un souci permanent pour un réacteur nucléaire, qu'il soit en fonctionnement ou à l'arrêt.

Ces spécificités brièvement présentées mettent en évidence trois **fonctions fondamentales de sûreté**²⁴⁶ pour la protection de l'homme et de l'environnement:

- la **maîtrise de la réaction nucléaire en chaîne**,
- l'**évacuation de la puissance thermique** issue des substances radioactives et des réactions nucléaires,
- le **confinement des substances radioactives** qui se trouvent pour l'essentiel dans le combustible mais que l'on trouve aussi dans le fluide de refroidissement du circuit primaire ou dans l'eau de la piscine d'entreposage des combustibles usés, dans le bâtiment du réacteur ou dans celui du combustible, voire dans d'autres locaux de l'installation.

244. Masse permettant d'entretenir une réaction en chaîne (voir le chapitre 5).

245. Voir le paragraphe 5.2.

246. *Fundamental Safety Functions, Basic Safety Functions* ou *Main Safety Functions* dans les normes de l'AIEA.

La réglementation française²⁴⁷ mentionne une autre fonction fondamentale de sûreté, à savoir la **protection des personnes et de l'environnement contre les rayonnements ionisants**, qui couvre la radioprotection des travailleurs.

6.3. Les barrières de confinement

Au moment de la décision d'abandon en France de la filière UNGG au-delà du réacteur Bugey 1 et de construction de réacteurs à eau sous pression sous licence américaine, différentes installations nucléaires importantes, de conception purement nationale, avaient déjà été construites ou étaient en cours de réalisation (réacteurs de la filière UNGG, réacteurs de recherche, réacteurs à neutrons rapides RAPSODIE, PHENIX...). L'approche de sûreté développée en France s'intéressait alors à l'interposition de « barrières » physiques entre les produits radioactifs, l'homme et l'environnement. C'est cette approche qui a été tout d'abord utilisée pour les réacteurs à eau, le concept de défense en profondeur, américain à l'origine, étant ensuite adopté par les exploitants et les organismes de sûreté français et adapté en tenant compte de leur expérience.

Jean Bourgeois, qui fut le premier directeur de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire créé au CEA en 1976, décrivait en ces termes l'approche de la sûreté par les « barrières » (au congrès de Vittel, en 1973) :

« La protection du public contre les conséquences d'un relâchement accidentel de produits de fission d'un réacteur nucléaire repose sur l'interposition en série de « barrières » étanches. L'analyse de sûreté consiste donc en premier lieu à s'assurer de la validité de chacune de ces barrières, et de leur fonctionnement correct dans les conditions normales et accidentelles d'opération du réacteur.

Ce type d'analyse permet de faire ressortir le caractère progressif de la sûreté, en distinguant trois étapes successives mais non indépendantes :

- **la prévention** : *la validité de chaque barrière doit être démontrée par le choix des matériaux, leur adaptation aux conditions de fonctionnement²⁴⁸ et le maintien dans le temps des caractéristiques imposées. Il est essentiel de mettre en évidence les limites technologiques de manière à définir en toute connaissance de cause les marges réelles entre les conditions de fonctionnement et ces limites ;*
- **la surveillance** : *elle est destinée à détecter toute entrée à l'intérieur des marges précédemment définies afin d'être en mesure, dans ce cas, de déclencher à temps une action correctrice, automatique ou manuelle, pour revenir aux conditions normales ;*

247. Arrêté du 7 février 2012, I, article 3.4.

248. Cette notion de conditions de fonctionnement était alors relativement large; elle sera ensuite approfondie pour aboutir à ce qui sera présenté au chapitre 8.

- ***l'action de sécurité*** : elle a pour but, en cas de dépassement accidentel des limites technologiques, de prévenir l'émission de produits radioactifs ou d'en limiter l'importance.

Pour chaque type de réacteur, les barrières réputées à la fois étanches et résistantes sont généralement au nombre de trois ou quatre : la gaine, l'enveloppe du circuit primaire, le confinement primaire et éventuellement le confinement secondaire. Chacune d'elles est examinée en détail dans les trois cas de fonctionnement ci-dessous :

- *fonctionnement normal*, le cas le plus simple et le mieux défini, pour lequel la fixation des marges par rapport aux limites technologiques doit prendre en compte les incertitudes qui peuvent subsister ;
- *transitoires normaux* (démarrages, montées en puissance, variations de charge²⁴⁹) ; par principe, les marges de sécurité définies [pour le] fonctionnement normal doivent permettre d'absorber ces transitoires sans déclenchements d'actions correctrices irréversibles ;
- *transitoires accidentels*, consécutifs à des défaillances de matériels ou à des erreurs humaines. L'établissement des diverses séquences possibles permet de mettre en évidence les points critiques pour en améliorer la fiabilité ou la surveillance.

Pour synthétiser l'examen des barrières ainsi effectué et pour évaluer en particulier leur indépendance les unes par rapport aux autres, ce qui est essentiel pour le bilan de sûreté, il est nécessaire d'étudier le déroulement d'accidents types de grande ampleur. Cette démarche finale garde dans certains cas un caractère conventionnel, car elle oblige parfois à postuler des événements non précisément identifiables. Elle a le mérite de permettre une estimation du comportement dynamique des produits radioactifs au cours de leur transfert possible du cœur jusqu'à l'enceinte extérieure, et de fournir un ordre de grandeur des conséquences radiologiques pour le site, si l'intégrité de toutes les barrières devait être atteinte ».

Cette approche est par nature déterministe en ce sens qu'elle conduit à examiner les conséquences possibles d'un certain nombre de situations « anormales » définies *a priori* (postulées) à partir des défaillances envisageables des fonctions fondamentales de sûreté, sans s'interroger sur les enchaînements d'événements pouvant conduire à ces situations.

La définition des barrières de confinement est très dépendante de la technologie du réacteur étudié et des parties associées de l'installation. Les figures 6.2 et 6.3 permettent de repérer les barrières de confinement des substances radioactives présentes dans le cœur du réacteur pour le cas des réacteurs à eau sous pression. De plus, même pour un réacteur donné, si la définition de la première barrière est

249. Puissance fournie par le réacteur.

simple²⁵⁰ (toutes les gaines des crayons combustibles), la définition précise des autres n'est pas sans difficultés²⁵¹.

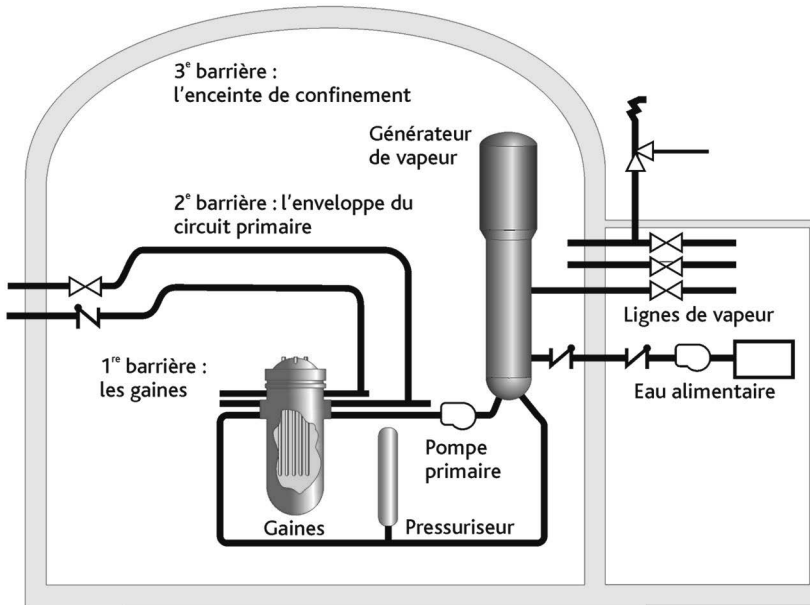


Figure 6.2. Les barrières de confinement d'un réacteur à eau sous pression. Georges Goué/IRSN.

La deuxième barrière de confinement est constituée par l'enveloppe du circuit primaire dans lequel circule le fluide caloporteur qui refroidit le cœur du réacteur, à l'intérieur du bâtiment du réacteur. Il existe toutefois des circuits annexes où ce fluide caloporteur circule dans des bâtiments autres que le bâtiment du réacteur, y compris en cas d'accident. Il est nécessaire de tenir compte de ces particularités.

La troisième barrière de confinement est associée au bâtiment du réacteur, y compris ses traversées et leurs systèmes d'isolement. L'enveloppe du circuit secondaire à l'intérieur du bâtiment du réacteur et les enveloppes des générateurs de vapeur font également partie des limites de la troisième barrière ; il en est de même des tubes des générateurs de vapeur pour la raison explicitée dans l'alinéa suivant. Mais la troisième barrière de confinement est surtout complexe du fait de la particularité évoquée plus haut : il est nécessaire de tenir compte du fait que, lors d'un incident ou d'un accident,

250. Il est toutefois à noter que certains textes, notamment, de l'AIEA présentent quelquefois la matrice du combustible comme constituant une première barrière de confinement. Cela n'a pas été retenu en France, bien que la matrice du combustible assure un certain confinement des produits de fission dans certaines conditions peu sévères ; la structure des pastilles de combustible évolue naturellement sous irradiation (apparition de fissures) et l'« étanchéité » des pastilles n'est pas contrôlable lors de l'exploitation du réacteur.

251. Pour les piscines d'entreposage de combustibles usés, les barrières de confinement correspondent techniquement à des éléments bien différents de ce qui suit (voir le chapitre 15).

le fonctionnement de certains circuits nécessaires pour maîtriser l'incident ou l'accident véhiculent du fluide radioactif (fluide primaire ou atmosphère de l'enclaustré) hors de l'enclaustré de confinement. L'enclaustré de ces circuits fait alors partie de la troisième barrière de confinement (on parle généralement d'« extension de la troisième barrière de confinement »).

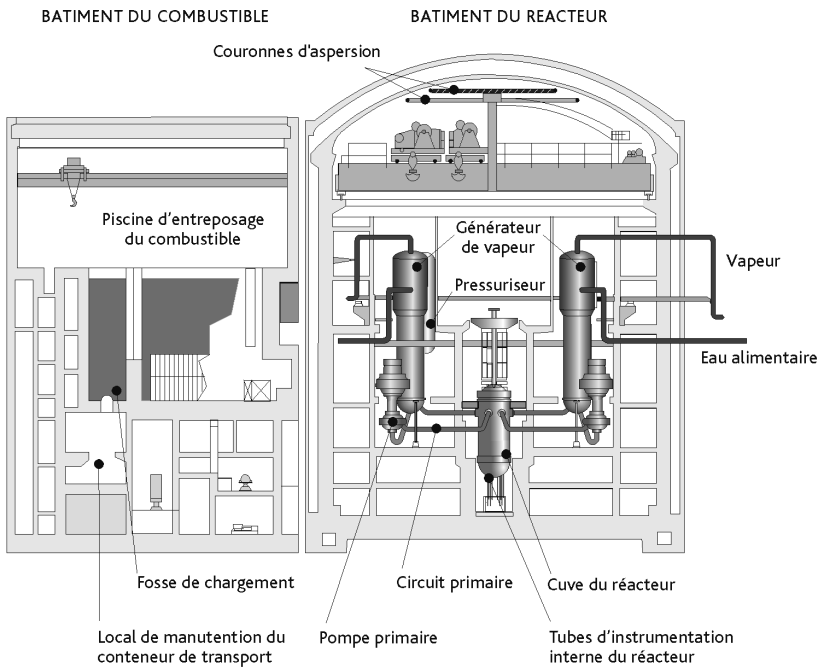


Figure 6.3. Coupe partielle d'un réacteur de 1300 MWe de type P4, à double enceinte de confinement. IRSN.

Pour un réacteur à eau sous pression, il existe un point singulier d'importance : les tubes des générateurs de vapeur dont la surface totale est considérable, plus d'un hectare, et l'épaisseur très faible, de l'ordre du millimètre. Compte tenu de la présence de soupapes et organes de décharge des circuits secondaires à l'extérieur de l'enclaustré de confinement, les tubes des générateurs de vapeur relèvent à la fois des deuxième et troisième barrières de confinement. La pression de dimensionnement du circuit secondaire étant inférieure à celle du circuit primaire, en cas de rupture d'un tube de générateur de vapeur, une augmentation de la pression dans la partie du circuit secondaire concernée peut conduire à l'ouverture de soupapes du circuit secondaire, situées à l'extérieur du bâtiment du réacteur, en amont de vannes d'isolement, et à un relâchement de substances radioactives dans l'atmosphère. On reviendra sur ce sujet au chapitre 10.

Ces quelques remarques furent prises en compte dans le développement du concept de défense en profondeur qui s'appuie, notamment, sur les barrières de confinement.

6.4. La défense en profondeur

La défense en profondeur est un concept²⁵² qui constitue un cadre général permettant une approche de la sûreté d'une installation aux stades de la conception ou de l'exploitation, ainsi que pour les analyses de sûreté associées²⁵³. S'il s'est développé dès les années 1960 aux États-Unis, il a été plus précisément structuré dans les années 1990 sur la base de pratiques et de dispositions déjà mises en place dans différents pays en matière de sûreté nucléaire, jusques et y compris les plans visant à faire face à des situations d'urgence.

L'approche des « barrières » en termes de prévention, de surveillance et d'action de sécurité s'y retrouve, mais elle est englobée dans une démarche qui considère tous les systèmes, structures et composants²⁵⁴ ayant une influence sur la sûreté, ainsi que les dispositions organisationnelles et humaines ayant une influence sur la sûreté.

Le concept de défense en profondeur repose²⁵⁵ sur l'idée générale selon laquelle, si des mesures doivent être prises pour éviter autant que possible des incidents ou des accidents, il convient néanmoins de postuler que certains puissent se produire; les moyens d'y faire face, pour maîtriser leurs conséquences, doivent être étudiés et des dispositions appropriées mises en place.

La mise en œuvre « *d'un concept de défense en profondeur centré sur plusieurs niveaux de protection, comprenant des barrières successives pour éviter le rejet de matières radioactives dans l'environnement* », a été préconisée dès le document INSAG-3²⁵⁶ de 1988, intitulé « Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants », établi par l'International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG) de l'AIEA, avec les objectifs suivants :

- *« compenser les défaillances humaines et techniques éventuelles,*
- *maintenir l'efficacité des barrières en empêchant tout dommage à la centrale et aux barrières elles-mêmes,*
- *protéger contre des dommages la population et l'environnement dans le cas où ces barrières ne seraient pas pleinement efficaces ».*

Cela conduit à étudier, selon une démarche de nature déterministe, différentes situations postulées de sévérité croissante, dans le but d'être prêt à y faire face dans les meilleures conditions possibles.

252. L'expression stratégie est aussi utilisée, notamment dans des textes de l'AIEA.

253. La défense en profondeur est un concept très général. Il sera vu respectivement aux paragraphes 11.6 et 11.7 qu'une démarche de défense en profondeur peut être adoptée à l'égard des risques d'incendie et d'explosion dans les installations nucléaires. Il sera également noté au chapitre 22, qui présente un certain nombre d'événements significatifs (notion précisée au paragraphe 22.2) survenus lors d'opérations de maintenance, qu'une démarche de défense en profondeur est aussi nécessaire pour la sûreté d'activités d'exploitation – en cohérence avec l'alinéa 71 sur ce sujet du rapport INSAG-10.

254. *Structures, Systems and Components (SSC)* dans les normes de l'AIEA.

255. Le lecteur pourra consulter l'historique de ce sujet présenté au point 03.1 du document de l'association WENRA intitulé « Safety of new NPP designs – Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG », March 2013.

256. Reprise dans la version révisée, de 1999, sous l'appellation INSAG-12.

Le concept de défense en profondeur se décline sous la forme de dispositions techniques, organisationnelles et humaines, regroupées en niveaux dont chacun a pour objectif d'éviter les dégradations susceptibles de conduire à l'intervention du niveau suivant et de limiter les conséquences de la défaillance du niveau précédent. Cela requiert que ces niveaux soient suffisamment indépendants.

Le concept de défense en profondeur s'est enrichi au cours du temps et il a conduit à retenir cinq niveaux, précisés dans le rapport INSAG-10 diffusé en 1996, intitulé « Defence in Depth in Nuclear Safety ». On partira ci-après de ce rapport pour décrire la défense en profondeur. Certains éléments relatifs aux niveaux 3 et 4 ont évolué depuis la publication de ce rapport ; ils seront mentionnés au paragraphe 6.4.1 compte tenu de leur importance pour l'analyse de sûreté.

Bien entendu, il est indispensable que les dispositions de défense en profondeur prévues au stade des études de conception d'un réacteur soient effectives après sa construction et tout au long de son exploitation.

6.4.1. Les niveaux de défense en profondeur

La structuration de la défense en profondeur en cinq niveaux²⁵⁷ préconisée par le rapport INSAG-10 a été reconnue et adoptée au plan international. La notion de niveau correspond à un ensemble de dispositions qui recouvrent aussi bien des caractéristiques intrinsèques de l'installation considérée, des équipements (systèmes, structures et composants), des procédures de conduite ou encore des dispositions organisationnelles (par exemple pour la gestion de situations d'urgence).

La manière d'articuler ces niveaux peut toutefois varier d'un pays à l'autre ou être influencée par la conception de l'installation, mais les principes essentiels sont toujours les mêmes.

Le niveau 1 étant le premier niveau, il a une fonction prédominante de prévention. Le niveau 5 étant le dernier, il a principalement pour fonction la limitation des conséquences radiologiques pour les personnes du public et l'environnement.

L'application du concept général de défense en profondeur tel qu'exposé plus haut présente certaines limitations, à l'égard desquelles le rapport INSAG-10 précise (alinéa 28) : « Si l'obtention de niveaux de défense indépendants à l'égard d'événements (tels qu'une rupture brutale de la cuve) n'est pas « faisable », plusieurs niveaux de précautions sont introduits dans la conception et l'exploitation. De telles précautions peuvent être prises, par exemple, dans le choix des matériaux, dans les inspections périodiques [...] ou dans la conception en incorporant des marges additionnelles de sûreté ». Ce sujet est plus amplement développé au paragraphe 8.2.2.

257. Le terme à utiliser est niveau (*level* en anglais), en évitant dans ce cas l'expression « ligne de défense » qui correspond à une démarche spécifique qui a pu être mise en œuvre dans l'analyse de sûreté d'autres types de réacteurs et qui ne correspond en rien à un niveau de défense en profondeur.

Ces niveaux sont présentés ci-après.

► Premier niveau : prévention des anomalies d'exploitation et des défaillances

Il s'agit de doter l'installation d'une excellente résistance intrinsèque à l'égard des possibilités de défaillances et d'agressions définies lors de la conception. Cela implique qu'après une première définition de la conception de l'installation (choix d'options de conception), une identification claire (aussi exhaustive que possible) des conditions normales et anormales d'exploitation soit effectuée, que des marges adéquates soient adoptées pour la conception des équipements afin qu'ils bénéficient d'une bonne robustesse ou résistance.

Le niveau 1 doit ainsi procurer une « *base initiale pour la protection* » contre les agressions d'origine externe ou interne (séisme, chute d'avion, incendie, explosion, inondation...), même si des dispositions additionnelles peuvent être retenues à des niveaux plus élevés. Le choix du site a bien évidemment un rôle déterminant pour limiter les contraintes correspondantes.

Le choix des matériaux utilisés pour les équipements doit être soigneusement effectué, les procédés de fabrication doivent être qualifiés, les technologies retenues éprouvées par le retour d'expérience. L'utilisation de standards appropriés²⁵⁸ (définissant par exemple les conditions de calcul, d'approvisionnement, de fabrication, de contrôle de fabrication des équipements ayant une importance pour la sûreté de l'installation) concourt à la robustesse des équipements.

Par ailleurs, les caractéristiques intrinsèques d'une technologie de réacteur²⁵⁹ (en termes de contre-réactions neutroniques, d'inertie thermique...), les dispositions de l'interface homme-machine, le degré d'automatisation ainsi que les délais disponibles avant qu'une intervention manuelle ne soit nécessaire peuvent avoir une contribution importante à la sûreté. On notera que les exemples de caractéristiques intrinsèques mentionnées ici sont généralement également bénéfiques au maintien des niveaux suivants; cela ne remet bien évidemment pas pour autant en cause l'indépendance des niveaux précédemment évoquée et il convient de favoriser ces caractéristiques à différents niveaux.

Le choix des personnels intervenant à chacune des phases de la « vie » d'une installation (conception, fabrication des équipements et construction de l'installation, contrôles et essais, exploitation y compris dans les états d'arrêt), leur formation, les dispositions mises en œuvre par les différents organismes impliqués (concepteur, exploitant et leurs prestataires) en matière de qualité ou de « culture de sûreté »²⁶⁰, la

258. Pour la conception et la construction des matériels mécaniques, on peut citer le « code » américain ASME ou le RCC-M pour les réacteurs français à eau sous pression.

259. Les concepteurs utilisent couramment le terme « procédé » pour désigner dans son ensemble la technologie liée à une installation telle qu'un réacteur nucléaire.

260. Notion qui a été développée à la suite de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Tchernobyl (voir le chapitre 4).

définition claire des responsabilités de même que la clarté des procédures d'exploitation contribuent à la prévention des défaillances tout au long de la « vie » de l'installation.

La prise en compte méthodique du retour d'expérience est également un élément important contribuant à améliorer la prévention de défaillances de l'installation.

► **Deuxième niveau : maîtrise des anomalies d'exploitation et détection des défaillances**

Comme il n'est pas possible d'éviter que l'installation ne « sorte » de son domaine d'exploitation normal, le deuxième niveau conduit à prévoir des systèmes conçus selon des critères spécifiques (redondance, qualification...), capables d'arrêter une évolution anormale²⁶¹ et de ramener l'installation dans son domaine d'exploitation normal.

La surveillance de la conformité de l'installation aux hypothèses de conception par des contrôles en service et des essais périodiques appropriés d'équipements permet de détecter d'éventuelles dégradations – malgré la maintenance préventive dont ils font l'objet – avant qu'elles ne soient de nature à affecter la sûreté de l'installation²⁶².

Des systèmes de mesure de la radioactivité des différents fluides et de l'atmosphère des différents locaux permettent de vérifier l'étanchéité des différentes barrières de confinement; des essais spécifiques permettent de vérifier l'efficacité des systèmes d'épuration.

Des dispositifs permettant le report et l'indication claire, en salle de commande, non seulement des défauts qui se produisent, mais aussi de l'état ou de la configuration des structures, systèmes et composants de l'installation, facilitent le traitement de tels défauts par le personnel de conduite dans des délais appropriés.

Des systèmes automatiques permettant de contrôler le « procédé » (et d'alerter les opérateurs en salle de commande), de corriger les dérives de certains paramètres du réacteur (systèmes de « limitation »²⁶³ de la puissance, des pressions et des températures, soupapes de décharge motorisées...) et capables d'interrompre un phénomène indésirable, insuffisamment contrôlé par les systèmes de régulation²⁶⁴, ou encore permettant de pallier l'indisponibilité de sources sont mis en œuvre, quitte à arrêter le fonctionnement du réacteur²⁶⁵.

261. Dans un sens qui couvre les *anticipated operational occurrences* selon la terminologie retenue dans les textes de l'AIEA, qui correspondent à des événements prévisibles (incidents).

262. Pour les réacteurs français à eau sous pression, les dispositions de surveillances en service des matériels font l'objet d'un document appelé RSE-M, publié par l'AFCEM (Association Française pour les règles de conception, de construction et de surveillance en exploitation des matériels des chaudières électronucléaires).

263. Le réacteur EPR est équipé d'un tel système de limitation, qui déclenche par exemple la chute de quelques grappes absorbantes en cas de défaillance d'une pompe primaire, pour ajuster la puissance du cœur au débit d'eau le traversant.

264. Il peut être considéré que les systèmes de régulation (qui permettent de compenser l'usure des combustibles dans le cœur, d'adapter la puissance du réacteur à la demande d'électricité – phénomènes prévisibles et normaux) relèvent du niveau 1 de la défense en profondeur.

265. Dans le rapport INSAG-10, le système de protection (arrêt automatique du réacteur) est affecté au niveau 2 dans la « Table 1 » et affecté au niveau 3 dans le texte.

► Troisième niveau: maîtrise des situations accidentelles dans les limites de la base de conception

Les deux premiers niveaux de défense en profondeur sont destinés à éviter la survenue d'accidents.

Malgré le soin apporté à ces deux niveaux, il est postulé que des accidents peuvent se produire, comme par exemple une brèche d'une tuyauterie d'alimentation du cœur en fluide réfrigérant (circuit primaire). Ces accidents postulés sont traités dans une démarche de nature déterministe et il s'agit là de l'un des éléments importants pour la conception de l'installation et pour la démonstration de la sûreté de cette conception. Les accidents retenus vont conduire à la définition des systèmes de sauvegarde²⁶⁶ qui, associés au système de protection, permettent d'éviter un endommagement sévère du cœur (par exemple sa fusion). Le choix des accidents à étudier et des critères associés doit être fait à un stade précoce de la conception.

Les systèmes spécifiques ainsi définis n'ont aucun rôle dans le fonctionnement normal de l'installation. La mise en service de ces systèmes peut être automatique; en tout état de cause, aucune intervention humaine ne peut être prévue avant un délai suffisamment long pour qu'un diagnostic posé puisse être réalisé par les opérateurs. Le fonctionnement correct de ces systèmes permet que, pour les situations accidentelles postulées, l'intégrité de la structure du cœur ne soit pas affectée, ce qui permet son refroidissement ultérieur; les rejets dans l'environnement sont alors très limités (notamment par l'isolement de l'enceinte de confinement).

Dans un réacteur français à eau sous pression, les systèmes mobilisables au troisième niveau de la défense en profondeur sont notamment:

- le système de protection qui déclenche l'arrêt automatique du réacteur (AAR) en cas de dépassement de seuils thermohydrauliques ou neutroniques adaptés pour la protection du cœur dans des accidents postulés;
- le système d'alimentation de secours (en eau) des générateurs de vapeur (ASG), qui permet d'assurer la circulation d'eau dans la partie secondaire des générateurs de vapeur pour refroidir l'eau du circuit primaire en cas d'indisponibilité²⁶⁷ du système normal d'alimentation en eau des générateurs de vapeur (ARE); le système ASG aspire de l'eau contenue dans une bache dédiée et l'envoie dans

266. *Engineered Safety Features* selon la terminologie utilisée dans le rapport INSAG-10.

267. En particulier dans certaines situations accidentelles telles que la perte des alimentations électriques externes, la rupture d'une tuyauterie d'eau d'alimentation des générateurs de vapeur, la rupture d'une tuyauterie de vapeur. Mais il est à noter que, dans les réacteurs français hormis le réacteur EPR, ce système a également un rôle lors du fonctionnement normal du réacteur, en remplacement du système ARE: pour assurer le remplissage des générateurs de vapeur après un arrêt du réacteur pour rechargement du combustible dans le cœur, pour assurer l'alimentation en eau des générateurs de vapeur lors des passages de l'arrêt à chaud jusqu'à la connexion du circuit assurant directement le refroidissement de l'eau du circuit primaire en boucle fermée (circuit RRA) et, à l'inverse, pour assurer l'alimentation en eau des générateurs de vapeur après déconnexion de ce circuit jusqu'à l'arrêt à chaud.

les générateurs de vapeur par des motopompes alimentées par des tableaux électriques secourus, ou des turbopompes alimentées par prélèvement de vapeur sur les lignes de vapeur, permettant ainsi de se passer d'alimentations électriques;

- le système d'injection de sécurité (RIS), qui permet d'injecter de l'eau borée dans le circuit primaire, de façon à retrouver un inventaire en eau suffisant dans le cœur et à assurer son refroidissement. Il comprend différents sous-systèmes d'injection d'eau à différents niveaux de pression²⁶⁸. Dans le cas des réacteurs du parc électronucléaire jusques et y compris ceux du palier N4, l'eau borée est puisée d'abord dans la bache du système PTR²⁶⁹, puis, à terme, en phase de recirculation d'eau dans l'enceinte de confinement, dans les puisards de cette enceinte; le basculement se fait de façon automatique. Dans le cas du réacteur EPR, l'eau borée est puisée directement dans un réservoir implantée à l'intérieur de l'enceinte de confinement (appelée *In Containment Refueling Water System Tank* [IRWST] – voir le paragraphe 18.2.3);
- le système d'aspersion d'eau (EAS) dans l'enceinte de confinement, qui permet de baisser la pression dans cette enceinte en cas d'accident conduisant à une augmentation significative de la pression dans le bâtiment du réacteur (par exemple en cas de brèche du circuit primaire ou de fusion du cœur pour les réacteurs de 900 MWe, 1 300 MWe et 1 450 MWe, en cas uniquement de fusion du cœur pour le réacteur EPR) et de préserver ainsi l'étanchéité de l'enceinte de confinement. Ce système permet également de rabattre les éléments radioactifs présents sous forme d'aérosols relâchés dans cette enceinte. L'eau du système EAS provient de la bache du système PTR puis, en phase de recirculation d'eau dans l'enceinte de confinement, des puisards situés au fond de cette enceinte.

Comme pour les dispositions qui relèvent du niveau 2, pour assurer une fiabilité adéquate des systèmes de sauvegarde, une attention spécifique doit notamment être portée à leurs possibilités de défaillances, d'où l'adoption de règles ou principes tels que la redondance, la séparation géographique, la diversification (voir le chapitre 7 qui présente quelques options génériques de sûreté au stade de la conception). Par ailleurs, les systèmes de sauvegarde doivent eux aussi faire l'objet d'essais périodiques, ainsi que d'une surveillance en service et d'une maintenance appropriées. Les modalités adoptées pour leur « qualification »²⁷⁰ aux conditions accidentelles, qui ne peut évidemment pas être obtenue en déclenchant des accidents dans l'installation elle-même, nécessite une attention toute particulière.

268. Systèmes d'injection à « basse » et à « moyenne » pression, avec, pour les réacteurs de 900 MWe, un système d'injection à « haute pression ».

269. Système de réfrigération et de purification de l'eau des piscines qui permet, entre autres, d'évacuer la chaleur résiduelle des assemblages entreposés dans la piscine d'entreposage des combustibles usés.

270. Cette notion désigne le processus, qui peut s'appuyer sur des essais et des contrôles, visant à justifier qu'un équipement tel qu'il est conçu et réalisé est bien apte à remplir les missions attendues dans les conditions accidentelles. On y reviendra au chapitre 7 (paragraphe 7.4.3), ainsi qu'au chapitre 19 consacré aux essais de démarrage.

► **Quatrième niveau : maîtrise de conditions accidentelles sévères incluant la progression d'accidents et limitation des conséquences d'accidents sévères**

L'accident avec fusion partielle du cœur du réacteur TMI 2 qui s'est produit à la centrale de Three Mile Island en 1979 (voir le chapitre 32) a conduit à rechercher des moyens de faire face à des situations de l'installation non traitées par les trois premiers niveaux de la défense en profondeur, pouvant conduire à des endommagements sévères du cœur²⁷¹. L'objectif global du quatrième niveau de défense en profondeur est de faire en sorte que la probabilité d'un accident entraînant un endommagement sévère du cœur et les rejets radioactifs dans un tel cas soient tous deux maintenus à des niveaux aussi bas que raisonnablement possible, en tenant compte des facteurs économiques et sociaux. Il convient pour cela non seulement de mettre en œuvre des dispositions permettant de prévenir un endommagement sévère du cœur mais aussi de retarder la mise en œuvre d'éventuelles mesures de protection des populations à l'extérieur du site. Le maintien de la fonction de confinement dans les meilleures conditions possibles est alors ici l'objectif essentiel.

La gestion accidentelle sur site doit viser à éviter un recours à des mesures de protection (notamment des populations) hors du site. Des dispositions organisationnelles telles que des « plans d'urgence internes », ainsi que la préparation et l'entraînement de personnels aux situations accidentelles, sont aussi nécessaires.

La mise en place de dispositions permettant de maîtriser de tels accidents ne saurait bien entendu compenser des déficiences dans les niveaux précédents de défense en profondeur.

Dans un réacteur à eau sous pression français, les dispositions techniques suivantes, qui ont pour objectif de limiter les conséquences de situations avec fusion du cœur, peuvent être citées :

- pour les réacteurs autres que le réacteur EPR, le système EAS d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement évoqué plus haut, ainsi que le dispositif d'éventage volontaire²⁷² de cette enceinte associé à la procédure de conduite dite U5 – ce dispositif d'éventage permet, dans les situations avec fusion du cœur, de limiter la pression dans l'enceinte de confinement (afin d'éviter son endommagement), tout en filtrant les rejets de substances radioactives dans l'environnement ;
- les recombineurs autocatalytiques d'hydrogène, qui ont pour but d'éviter une explosion d'hydrogène dans l'enceinte de confinement ;
- pour le réacteur EPR, le récupérateur de matériaux fondus situé au fond de l'enceinte de confinement, le système d'évacuation ultime (EVU) de chaleur du bâtiment du réacteur – qui est aussi équipé d'un dispositif d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement.

Ces trois dispositions sont précisées au chapitre 17.

271. Situations désignées souvent par l'appellation d'accidents graves.

272. Ne serait évidemment mis en œuvre qu'en concertation avec les pouvoirs publics.

Au niveau 4 de la défense en profondeur et tel que formulé dans le rapport INSAG-10, une attention particulière doit être portée aux situations non explicitement traitées aux niveaux inférieurs en raison de leurs très faibles probabilités, par exemple celles qui peuvent découler de défaillances multiples et affecter toutes les voies²⁷³ d'un système de sûreté, ou encore celles qui peuvent résulter d'un événement tel qu'une inondation grave. Certaines de ces situations peuvent conduire à des rejets radioactifs dans l'environnement. Les caractéristiques de l'installation peuvent procurer des délais permettant de les maîtriser, le cas échéant avec la mise en œuvre de dispositions additionnelles (équipements, procédures de conduite)²⁷⁴.

Pour les réacteurs à eau sous pression français, peuvent être citées les dispositions de conduite associées aux situations dites H et U (voir les chapitres 13, 17 et 33).

► Cinquième niveau: limitation des conséquences radiologiques de rejets significatifs de substances radioactives

Pour les cas d'échec ou d'efficacité insuffisante des dispositions précédentes, il convient d'envisager le recours à des dispositions de protection hors du site (collecte et évaluation des informations sur les niveaux d'exposition radiologique, mise en œuvre de dispositions de protection telles qu'une mise à l'abri, voire une évacuation, de populations, ingestion d'iode stable, interdiction de consommation ou de commercialisation de denrées alimentaires). La mise en œuvre de telles dispositions est préparée par les pouvoirs publics. La décision d'application effective de ces dispositions repose sur des appréciations de la situation par l'exploitant et les organismes de sûreté, comprenant des mesures de radioactivité dans l'environnement.

Ces dispositions font notamment l'objet des plans particuliers d'intervention (PPI), évoqués au chapitre 38.

Des exercices périodiques sont réalisés pour vérifier et améliorer, le cas échéant, les dispositions prévues pour la gestion des situations d'urgence.

► Textes postérieurs à la publication du rapport INSAG-10

Le rapport INSAG-10 indiquait déjà clairement l'intérêt, pour une génération de réacteurs postérieure à sa publication (1996), de considérer les événements provenant de défaillances multiples au niveau 3 de la défense en profondeur et non au niveau 4²⁷⁵.

273. L'expression « train » est aussi utilisée.

274. Il est ainsi à noter que, pour l'EPR, la mise en service du système EVU est envisagée dans certaines situations de défaillances multiples (par exemple en cas de petite brèche primaire cumulée à une perte totale de l'injection de sécurité à basse pression).

275. De plus, le concept de défense en profondeur tel qu'il a été développé en 1996 dans le document INSAG-10 a été précisé ultérieurement. C'est ainsi que, en 2005, l'AIEA a diffusé un document intitulé « Assessment of Defence in Depth for Nuclear Power Plants » (*Safety Reports Series* No. 46), qui constitue un guide pour l'appréciation de la robustesse de la défense en profondeur dans le cas d'une installation telle qu'un réacteur électronucléaire.

De son côté, dans un rapport RHWG de 2013 relatif aux nouveaux réacteurs²⁷⁶, l'association WENRA a quelque peu modifié la définition des niveaux de défense en profondeur et cherché à articuler ces niveaux avec les différentes catégories d'événements pris en compte dans l'analyse déterministe de sûreté (fonctionnement normal, incidents, accidents), telles qu'elles sont précisées au paragraphe 6.5. Pour conforter la prévention d'endommagements sévères du cœur, il a été considéré que la prévention et la maîtrise d'événements dus à des défaillances multiples considérées comme plausibles devait être renforcée. Dans le rapport RHWG précité et, en France, dans le guide ASN n° 22, ces événements sont dorénavant considérés au niveau 3 de la défense en profondeur (il s'agit des conditions de fonctionnement de sous-catégorie 3b).

6.4.2. Éléments communs aux différents niveaux de défense en profondeur

Les aspects liés aux facteurs organisationnels et humains sont à prendre en compte aux différents niveaux de la défense en profondeur.

Par ailleurs, la défense en profondeur suppose que les différents niveaux soient aussi indépendants que possible. Il est donc très important de déterminer les événements ou les défaillances qui pourraient affecter simultanément plusieurs niveaux, par exemple lorsqu'une défaillance particulière pourrait empêcher le fonctionnement de moyens prévus pour limiter les conséquences de cette défaillance, et d'apprécier si les dispositions prises sont suffisantes. Les agressions présentent un risque particulier à cet égard car elles sont de nature à affecter simultanément différents niveaux de défense en profondeur. On retrouvera ce problème ultérieurement, à plusieurs reprises. Il fait partie des points d'attention tout particuliers pour les nouveaux réacteurs, ainsi que pour les anciens à l'occasion de leurs réexamens périodiques.

Les systèmes importants pour la sûreté doivent être d'une haute fiabilité. Des règles particulières de conception, d'implantation, de maintenance leur sont appliquées. La bonne mise en œuvre de la défense en profondeur suppose que les dispositions prises à chacun des niveaux fassent l'objet de conservatismes appropriés.

Les notions de conservatismes et de marges de sûreté sont tout particulièrement utilisées pour les trois premiers niveaux de défense en profondeur, à l'égard des événements initiateurs simples des conditions de fonctionnement normales, incidentelles et accidentelles dont il sera question au chapitre 8.

Il est acceptable que les conservatismes soient moindres quand il s'agit de traiter des défaillances multiples et des accidents sévères (par exemple avec fusion du cœur); en outre, des estimations réalistes sont préférables pour traiter correctement de la protection des populations en situations réelles de rejets.

276. Rapport du RHWG intitulé « Safety of new NPP designs – Study by the Reactor Harmonization Working Group RHWG », March 2013.

Le focus à la fin du présent chapitre précise un certain nombre de notions utilisées pour la conception et l'analyse de sûreté en matière de conservatismes au sens large.

6.5. Événements pris en compte : terminologie adoptée pour les réacteurs électronucléaires

Il a été vu au paragraphe précédent que l'étude d'un certain nombre d'événements, qu'ils soient postulés parce que leur survenue au cours de la « vie » de l'installation apparaît inévitable ou simplement parce qu'il ne peut pas être raisonnablement démontré qu'ils ne sont pas plausibles, s'impose en application du concept de défense en profondeur. Elle constitue un élément important, sans être le seul, des justifications de la sûreté d'une installation comme un réacteur nucléaire, en d'autres termes de sa démonstration de sûreté.

À ce stade, quelques dénominations en usage doivent être précisées, que l'on retrouvera abondamment dans la suite du présent ouvrage.

Les événements normaux sont traités par ce que l'on désigne, en France, par conditions de fonctionnement de 1^{re} catégorie: elles couvrent tous les états du fonctionnement normal (incluant les arrêts), ainsi que les transitions entre ces états de fonctionnement (par exemple les transitoires d'arrêt ou de démarrage du réacteur).

Les autres événements traités dans la démonstration de sûreté comprennent (la terminologie propre au réacteur EPR est indiquée au chapitre 8):

- les incidents²⁷⁷, traités par les conditions de fonctionnement de 2^e catégorie, qui correspondent à des événements prévisibles qui peuvent être fréquents (jusqu'à plusieurs occurrences par an);
- les accidents, de plus faible probabilité que les incidents, traités par deux catégories de conditions de fonctionnement, les 3^e et 4^e catégories; ceux de 4^e catégorie correspondent à des accidents à caractère hypothétique, pris néanmoins en compte au titre de la sûreté.

Ces quatre catégories de conditions de fonctionnement forment le domaine « de dimensionnement » ou « du dimensionnement de base » (par référence aux termes anglais *Design Basis Accidents* [DBA] pour les accidents de 3^e et 4^e catégories), ou dorénavant domaine « de conception de référence » (guide ASN n° 22).

La façon de définir les conditions de fonctionnement, sur la base des valeurs des fréquences estimées des événements initiateurs, ainsi que les modalités d'étude associées sont précisées au chapitre 8.

À ces conditions de fonctionnement s'ajoutent d'autres événements, supposant généralement des défaillances multiples, contrairement aux précédentes qui sont

277. *Anticipated Operational Occurrences.*

initiées par des défaillances « uniques » ou « simples », qui doivent être aussi traités dans la démonstration de sûreté. Ils constituent un domaine « hors dimensionnement »²⁷⁸ – *Beyond Design Basis Accidents* en anglais (BDBA) – ou, en y ajoutant les situations avec fusion du cœur, le « domaine de conception étendu » – *Design Extension Conditions* (DEC) en anglais – dans les plus récents textes de l’AIEA²⁷⁹, de WENRA et dans le guide ASN n° 22.

L’étude des défaillances multiples et des situations avec fusion du cœur (« accidents graves » – *severe accidents* en anglais) s’est progressivement développée (en France) dès le milieu des années 1970, puis elle s’est renforcée après l’accident survenu en 1979 à la centrale nucléaire de Three Mile Island aux États-Unis; le chapitre 13 est consacré aux défaillances multiples et le chapitre 17 aux situations avec fusion du cœur.

À tout cela s’ajoute la prise en compte d’agressions (*hazards* en anglais), d’origine interne ou externe, dont la prise en compte pour la conception des réacteurs est traitée et illustrée dans les chapitres 11 et 12.

6.6. Les « niveaux de référence » de l’association WENRA

L’un des objectifs que s’est fixés l’association WENRA des responsables des autorités de sûreté nucléaire européennes, présentée au paragraphe 3.1.9, est de développer une approche commune de la sûreté nucléaire au sein de l’Union européenne. Dans cette optique, elle a, après ses premiers travaux dédiés à la sûreté dans les pays d’Europe de l’Est candidats à l’Union européenne, défini des « niveaux de référence » (*reference levels*) applicables aux installations existantes dans l’ensemble de l’Union, qui constituent de son point de vue les meilleures pratiques raisonnablement applicables en matière de sûreté nucléaire et qui devraient donc être mises en œuvre dans les pays membres de l’association pour les réacteurs en exploitation; la première version des niveaux de référence a été diffusée en 2006. L’association WENRA n’ayant pas par elle-même de rôle réglementaire, ses membres se sont engagés à introduire ces niveaux de référence dans les réglementations de leurs pays respectifs et à s’assurer de leur application.

Ces niveaux de référence ont fait l’objet de modifications et de quelques mises à jour respectivement en 2007 et 2008²⁸⁰, puis à nouveau d’une mise à jour en 2014

278. En France, l’appellation « domaine complémentaire » est aussi utilisée (voir le chapitre 13).

279. Le document SSR-2/1 de l’AIEA intitulé « Safety of Nuclear Power Plant: Design », 2012, révisé (1 de 2016) introduit la notion de *Design Extension Conditions*, incluant des situations plus sévères que celles du domaine du « dimensionnement de base », en postulant des défaillances additionnelles, ainsi que les situations avec fusion du combustible, signifiant par-là que l’étude de tels événements doit viser à déterminer si la conception de l’installation (dont la barrière ultime de confinement) permet d’en limiter suffisamment les conséquences ou si des renforcements (visant par exemple la barrière ultime) ou la mise en place d’équipements supplémentaires (sources électriques, appoints d’eau « ultimes »...) apparaissent opportuns.

280. « WENRA Reactor Safety Reference Levels », Revision, March 1, 2007 et « WENRA Reactor Safety Reference Levels », January 1, 2008.

pour prendre en compte le retour d'expérience de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi: l'ensemble des (341) niveaux de référence apparaissent dans le rapport WENRA intitulé « Safety Reference Levels for Existing Reactors », publié le 24 septembre 2014; ils sont répartis en 19 thèmes qui sont indiqués dans le tableau 6.2 à la fin du présent chapitre²⁸¹.

Dans la suite du présent ouvrage, il sera fait référence à ces niveaux de référence pour certains sujets.

6.7. L'analyse déterministe de la sûreté et les études probabilistes de sûreté

Il a été vu plus haut que, aussi bien dans le cadre des analyses de sûreté relatives aux différentes barrières de confinement, appliquées initialement aux premiers réacteurs construits en France, que dans le cadre de la déclinaison de la défense en profondeur, des événements (conditions de fonctionnement, agressions) sont postulés, dont il doit être montré que leurs conséquences calculées restent telles que le risque correspondant soit acceptable.

Leur étude constitue ce qui est communément appelé approche déterministe de la sûreté. Pour compléter cette approche, après des développements partiels, concernant notamment la perte de systèmes redondants²⁸², des études probabilistes de sûreté (EPS) plus complètes ont été progressivement développées pour les réacteurs du parc électronucléaire – dès le début des années 1980 pour ce qui concerne la France; elles consistent à déterminer par l'analyse (de nature spéculative) les scénarios ou les séquences possibles pouvant mener à une fusion du cœur (EPS dite de niveau 1), avec les probabilités associées, ou ultérieurement les catégories de rejets de substances radioactives pouvant en résulter (EPS dite de niveau 2), avec également les probabilités associées. Les EPS de niveau 1 ont notamment confirmé, au début des années 1990, le bien-fondé de certaines préoccupations concernant les risques de fusion du cœur dans les états d'arrêt des réacteurs à eau sous pression, point sur lequel on reviendra au paragraphe 22.1.

Quelques-uns des « attendus » liés à la mise œuvre de l'approche déterministe et de l'approche probabiliste pour les réacteurs de puissance (à eau sous pression) sont précisés ci-après.

281. Ces niveaux de référence concernent la sûreté nucléaire, avec quelques éléments en matière de radioprotection. Ils ne traitent pas des aspects liés à la sécurité ni des dispositions à mettre en œuvre par les pouvoirs publics pour traiter les situations d'urgence.

282. Suivant en cela la lettre SIN n° 1076/77 du 11 juillet 1977. Pour ces premiers développements, voir le paragraphe 14.1. Il est par ailleurs à noter que, dans le domaine de la sûreté nucléaire des réacteurs, le distinguo entre approche déterministe et approche probabiliste ne doit pas conduire à les opposer: l'approche déterministe a recours sur bien des points à des considérations de nature statistique ou probabiliste; il sera par exemple vu au chapitre 8 que les conditions de fonctionnement sont classées en catégories sur la base de la fréquence d'occurrence estimée d'initiateurs.

L'approche déterministe de sûreté permet notamment :

- de déterminer²⁸³ ou de confirmer les bases de conception pour tous les équipements importants pour la sûreté – des critères d'acceptabilité ou des limites retenues pour leur conception (et leur exploitation) devront être respectées ;
- de définir ou de confirmer les exigences que ces équipements doivent satisfaire, qui seront notamment à prendre en compte pour leur qualification et leur exploitation ;
- de montrer qu'une maîtrise satisfaisante des incidents et des accidents (domaine de « dimensionnement » ou « de référence ») est obtenue par la combinaison d'actions de sécurité automatiques et d'actions prescrites aux opérateurs ;
- de montrer qu'une maîtrise satisfaisante d'accidents plus sévères que les précédents (constituant le « domaine de conception étendu ») est obtenue par des dispositions de sûreté combinées aux actions des opérateurs, compte tenu des objectifs généraux de sûreté retenus.

Les études probabilistes de sûreté doivent permettre de couvrir tous les modes d'exploitation et tous les états du réacteur, y compris les états d'arrêt, avec une attention particulière à :

- montrer qu'une conception équilibrée a été obtenue (il doit être fait en sorte qu'il n'existe pas de point particulier de la conception ou d'événement postulé qui aurait une contribution excessive au risque global), et que les niveaux de défense en profondeur sont aussi indépendants que raisonnablement possible ;
- s'assurer que les situations pour lesquelles de petites déviations dans les paramètres de l'installation pourraient conduire à d'importantes variations dans le comportement de celle-ci sont suffisamment prévenues (prévention des « effets falaise ») ;
- apprécier les résultats obtenus compte tenu des objectifs de sûreté retenus pour l'installation.

En France, les EPS ont fait l'objet de la règle fondamentale de sûreté (RFS) n° 2002-01, diffusée au mois de décembre 2002 ; elle décrit des méthodes acceptables pour la réalisation des EPS de niveau 1 limitées aux événements internes à l'installation et indique également des possibilités d'utilisation de ces EPS. Le chapitre 14 est consacré aux études probabilistes de sûreté.

283. Dans le sens que, des événements traités (conditions de fonctionnement, agressions), sont issues les « situations » de dimensionnement des équipements de l'installation, notion précisée au paragraphe 8.6.

6.8. Enseignements apportés par l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi sur le concept de défense en profondeur et sur l'analyse déterministe

L'accident survenu au mois de mars 2011 à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi – qui est décrit au chapitre 36 – a conduit à réexaminer un certain nombre de questions générales en matière de conception des réacteurs électro-nucléaires, notamment pour ce qui concerne l'indépendance des niveaux de défense en profondeur et la robustesse des installations à l'égard des agressions possibles d'origine externe.

En France, dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) réalisées à la demande du Premier ministre (voir le paragraphe 36.6), Électricité de France a mené des études pour évaluer la robustesse de ses installations à des aléas « extrêmes », plus sévères que ceux qui avaient été retenus pour leur conception (ou à l'occasion de leurs plus récents réexamens périodiques). La mise en place d'une Force d'action rapide nucléaire (FARN) et d'équipements suffisamment robustes à l'égard de tels aléas (constituant un « noyau dur ») a ensuite été retenue, dans l'objectif non seulement de prévenir autant que possible une fusion du cœur mais aussi d'en limiter les conséquences si une telle situation survenait. Les ECS et les dispositions prises en conséquence pour les réacteurs du parc électronucléaire (français) sont largement développées aux paragraphes 36.6.5 et 36.6.6.

Il a été indiqué plus haut que l'expression « domaine de conception étendu » a été introduite dans les plus récents textes relatifs à la sûreté nucléaire. Le guide ASN n° 22 déjà cité, qui s'applique à la conception de nouveaux réacteurs, recommande à cet égard que *« des événements plus complexes ou plus sévères [...] que [ceux du domaine de conception de référence] doivent être étudiés dans un domaine de conception dit « étendu » afin de renforcer, sur la base d'une démarche adaptée, la capacité de l'installation à y faire face »* et notamment *« des agressions externes naturelles d'une plus grande sévérité que celles qui sont considérées dans le domaine de conception de référence »*. L'étude de telles agressions vise à *« s'assurer de l'existence de marges suffisantes pour l'atteinte des objectifs »* de nature radiologique visés.²⁸⁴

284. Il est à noter que le rapport de l'association WENRA diffusé en septembre 2014, qui constitue une mise à jour – à la lumière de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi – des « niveaux de référence » précédemment diffusés en matière de sûreté pour les réacteurs existants inclut un ensemble de « niveaux de référence » relatifs aux agressions naturelles (partie *Issue 7* – voir le tableau 6.2), en étant plus explicite que le document de l'AIEA SSR-2/1 évoqué plus haut quant à la prise en compte d'agressions plus importantes que celles qui sont retenues pour la conception de base de l'installation, au titre du domaine de conception étendu.

6.9. La « culture de sûreté » – La maîtrise de la qualité

Pour une mise en œuvre efficace de la défense en profondeur, certaines conditions préalables de base s'appliquent à toutes les dispositions relevant des niveaux 1 à 5. Parmi ces conditions préalables, peuvent être tout particulièrement citées non seulement la culture de sûreté, notion déjà largement introduite au chapitre 4, mais aussi l'assurance de la qualité.

Les principes et concepts présentés plus haut n'auraient qu'une efficacité limitée si la qualité au sens large de toutes les activités intervenant dans la conception, l'approvisionnement des pièces, la fabrication des composants, leur montage, les essais et les contrôles, la préparation à l'exploitation et toutes les activités de l'exploitation elle-même n'était pas pleinement assurée; car il est primordial que les dispositions retenues à la conception restent pérennes, voire soient améliorées, tout au long de l'exploitation d'une installation. Cela implique la motivation de tous les intervenants et nécessite une organisation adaptée.

L'assurance de la qualité a d'abord été recherchée par Électricité de France en structurant l'organisation des activités selon le schéma suivant :

- écrire ce que l'on va faire,
- faire ce que l'on a écrit,
- écrire ce que l'on a fait.

Cette façon de procéder doit en principe permettre de disposer d'un suivi clair et documenté de toutes les activités importantes pour la sûreté. Toutefois, elle peut donner lieu à des ambiguïtés, à des manques ou à des inadéquations entre ce qui a été préparé, par exemple pour la fabrication de composants ou, en exploitation, pour des interventions, et la réalité qui se présente aux opérateurs ou intervenants concernés. Les préparateurs qui écrivent ce que d'autres vont faire doivent avoir une bonne analyse des risques particuliers liés à l'opération visée et une bonne culture technique pour déterminer ce qu'il faut faire, mais peuvent ne pas connaître le détail de la manière de le réaliser. Ce détail est, par contre, le champ normal des acteurs de la réalisation de l'opération visée mais ceux-ci peuvent ne pas reconnaître leurs méthodes de travail effectives dans les directives écrites qui leur sont adressées. De plus, ces acteurs directs ne sont pas, le plus souvent, familiers de l'écriture de comptes rendus détaillés.

Un certain nombre de défauts observés à partir de 1978 sur des composants des réacteurs de 900 MWe (« défauts sous revêtement » de cuves et de plaques tubulaires de générateurs de vapeur, anomalie concernant les broches de maintien des tubes guides de grappes de contrôle), ainsi que des « anomalies d'études » ont conduit le Service central de sûreté des installations nucléaires à établir un texte à caractère réglementaire, l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base (« arrêté qualité ») qui, avec sa circulaire d'application, a structuré un certain nombre de dispositions relatives à la qualité. Les dispositions déclinées dans ces textes ont ensuite été reprises avec une nouvelle terminologie dans l'« arrêté INB » présenté au chapitre 2, qui abroge l'« arrêté qualité ».

#FOCUS.....

Conservatismes et marges : plusieurs notions utilisées pour la conception et l'analyse de sûreté des réacteurs à eau sous pression²⁸⁵

Les démarches de conception et de dimensionnement et bien sûr la démarche d'analyse de sûreté des réacteurs à eau sous pression se veulent conservatives, par la prise en compte d'altérations des «entrées» de façon à couvrir les aléas et les inconnues de ces démarches. Les pratiques dans différents domaines (neutronique, thermohydraulique, mécanique...) permettent de mettre en évidence différents éléments qui participent ensemble à ce que l'on regroupe sous le terme de conservatismes, avec les définitions qui sont proposées ci-après.

Provisions

Les provisions sont destinées à couvrir, par exemple :

- les évolutions prévisibles, mais non encore quantifiées, de paramètres tels que poids, géométrie, situations de fonctionnement (pressions, températures, durées associées...), chimie des fluides environnants, cela dans des fourchettes globalement connues,
- d'éventuels écarts prévisibles entre les schémas de conception et ceux du «tel que construit»,
- plus généralement, tout ce qui n'est pas encore précisément défini au moment de la conception et de l'analyse de sûreté.

Pénalités

Les pénalités sont destinées à retenir des valeurs conservatives pour des données dont la variabilité est aléatoire, mais dans une gamme connue. Le terme de pénalité est notamment (et principalement) utilisé dans les études de physique des réacteurs et l'analyse de sûreté des transitoires associés aux conditions de fonctionnement incidentelles et accidentelles.

Coefficients de sécurité

Les coefficients de sécurité sont destinés à couvrir des aléas et des incertitudes non connus dans la démarche de dimensionnement des équipements. Il s'agit par exemple :

- de la représentation idéalisée par éléments finis d'une structure,

285. Texte établi avec Michel Nédélec, membre du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires et du Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires.

- du comportement idéalisé d'un isolant,
- d'un matériau idéalisé par une loi de diffusion thermique supposée uniforme,
- ...

Des coefficients de sécurité sont fixés dans certains textes réglementaires ou dans certains recueils de règles de conception et de construction, tels que :

- les coefficients de sécurité prescrits par la réglementation des appareils à pression (voir par exemple le paragraphe 8.6 pour ce qui concerne la conception des ESPN et le chapitre 27 pour ce qui concerne leur surveillance en service),
- des coefficients de sécurité des « règles neige et vent », des « règles de conception et de construction des matériels mécaniques » (RCC-M) ou de génie civil (RCC-G jusqu'au palier N4, ETC-C²⁸⁶ pour EPR²⁸⁷)...

Les coefficients de sécurité ne doivent pas être utilisés pour justifier la bonne tenue d'équipements à des chargements thermomécaniques plus importants que ceux qui ont été initialement prévus (du fait de conditions d'utilisation qui ont évolué ou du fait d'une sous-estimation). Ce sont des coefficients utilisés pour couvrir les incertitudes de la démarche de modélisation du réel.

Marges

Le terme de marge ne devrait être utilisé que pour désigner l'écart qui subsiste entre la valeur d'une grandeur et une limite lorsque les provisions, pénalités et coefficients de sécurité ont été pris en compte. La marge peut être nulle ; si elle est positive, comprise et quantifiable, elle peut être « valorisée » en cas de difficulté pour, par exemple, justifier la tenue d'un équipement à des chargements supérieurs à ceux qui ont été initialement prévus. Mais une même marge ne peut pas être « valorisée » pour couvrir plusieurs difficultés – ou alors avec le plus grand discernement.

.....

Tableau 6.2. Les 19 thèmes des niveaux de référence de l'association WENRA (publication de 2014).

01	Issue A:	<i>Safety Policy</i>
02	Issue B:	<i>Operating Organisation</i>
03	Issue C:	<i>Management System</i>
04	Issue D:	<i>Training and Authorization of NPP Staff (Jobs with Safety Importance)</i>
05	Issue E:	<i>Design Basis Envelope for Existing Reactors</i>
06	Issue F:	<i>Design Extension (conditions) of Existing Reactors</i>
07	Issue G:	<i>Safety Classification of Structures, Systems and Components</i>

286. *EPR Technical Code for Civil works* (code technique pour le génie civil de l'EPR).

287. Puis le RCC-CW pour les projets plus récents (réacteurs REP « EPR nouveau modèle »...).

08	<i>Issue H:</i>	<i>Operational Limits and Conditions (OLCs)</i>
09	<i>Issue I:</i>	<i>Ageing Management</i>
10	<i>Issue J:</i>	<i>System for Investigation of Events and Operational Experience Feedback</i>
11	<i>Issue K:</i>	<i>Maintenance, In-Service Inspection and Functional Testing</i>
12	<i>Issue LM:</i>	<i>Emergency Operating Procedures and Severe Accident Management Guidelines</i>
13	<i>Issue N:</i>	<i>Contents and Updating of Safety Analysis Report (SAR)</i>
14	<i>Issue O:</i>	<i>Probabilistic Safety Analysis (PSA)</i>
15	<i>Issue P:</i>	<i>Periodic Safety Review (PSR)</i>
16	<i>Issue Q:</i>	<i>Plant Modifications</i>
17	<i>Issue R:</i>	<i>On-site Emergency Preparedness</i>
18	<i>Issue S:</i>	<i>Protection against Internal Fires</i>
19	<i>Issue T:</i>	<i>Natural Hazards</i>

Annexe. Les réacteurs électronucléaires français

Le programme électronucléaire français est constitué de plusieurs types d'installations dont les plus récentes et les plus nombreuses sont des réacteurs à eau sous pression.

Les installations les plus anciennes ont été définitivement arrêtées.

A.1. Réacteurs de la filière UNGG

Ces réacteurs se caractérisent par la possibilité d'utiliser l'uranium naturel sous forme métallique comme combustible grâce à l'utilisation de graphite comme modérateur et de magnésium comme matériau de gainage.

Le combustible est chargé et déchargé pendant le fonctionnement du réacteur.

La taille de l'installation devient, par contre, très importante lorsque sa puissance augmente. Cela a contribué à l'abandon de cette filière à la fin des années 1960.

► Les réacteurs de type UNGG

Nom	Puissance	Divergence	Arrêt définitif
Chinon A1	80	1962	1973
Chinon A2	230	1965	1985
Chinon A3	500	1966	1990
Saint-Laurent A1	500	1969	1990
Saint-Laurent A2	530	1971	1992
Bugey 1	555	1972	1994

A.2. Réacteur à eau lourde

La France a exploré la possibilité de réaliser des réacteurs de puissance modérés à l'eau lourde et refroidis par du gaz carbonique circulant dans des tubes de force. Cette filière ne s'est concrétisée que par une seule réalisation: il s'agit de la centrale nucléaire des Monts d'Arrée sur le site de Brennilis dans le Finistère, dite également EL4 et d'une puissance de 75 MWe, démarrée en 1967 et définitivement arrêtée en 1985.

A.3. Réacteurs à neutrons rapides

Dans l'optique d'une croissance rapide de la consommation mondiale d'uranium, la France a développé, seule d'abord puis en collaboration avec l'Allemagne et l'Italie, les éléments d'une filière de réacteurs à neutrons rapides pouvant être surgénérateurs.

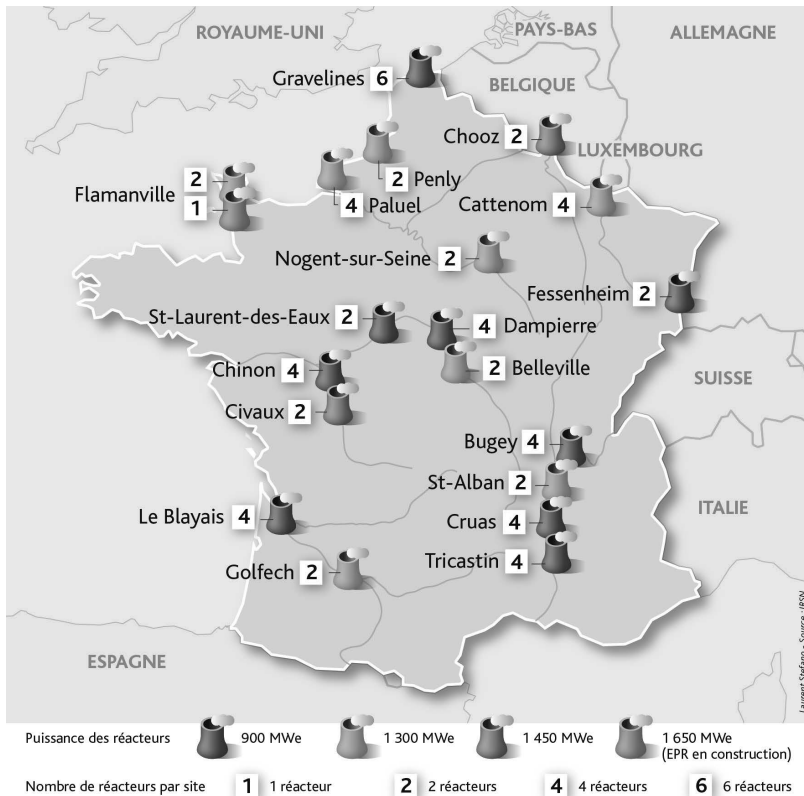
Le réacteur PHENIX, de 250 MWe, a divergé en 1973. Il a été mis à l'arrêt définitif en 2009.

Le réacteur SUPERPHENIX, de 1 200 MWe, a divergé en 1985, mais il a subi diverses avaries qui ont affecté son fonctionnement. Il a finalement été mis à l'arrêt définitif en 1998.

A.4. Réacteurs à eau sous pression

La première tranche de ce type, Chooz A, de 320 MWe, est un projet franco-belge conçu et construit sur la base d'une licence américaine de la société Westinghouse cédé à la Franco-Américaine de constructions atomiques (Framatome) en 1959. Elle a démarré en 1967 et a été arrêtée en 1991. Son démantèlement a commencé en 2001. Le réacteur est situé dans une caverne, 150 mètres sous terre. La conception est représentative des connaissances des années 1960. L'expérience acquise sur cette installation ne peut pas être directement utilisée pour les tranches suivantes de la même filière dont les premières ont été commandées au début des années 1970.

► Les sites des réacteurs électronucléaires à eau sous pression français



► Regroupement par paliers standardisés

Les tranches de 900 MWe sont jumelées et partagent certains systèmes auxiliaires. Elles sont dotées d'une enceinte de confinement en béton précontraint doublée intérieurement d'une peau d'étanchéité métallique. C'est le bâtiment du réacteur qui contient notamment le circuit primaire principal du réacteur avec la cuve, les trois pompes primaires, les trois générateurs de vapeur et leurs tuyauteries de liaison.

L'implantation du groupe turboalternateur de production d'électricité a d'abord été tangentiel au bâtiment du réacteur (CP0 et CP1), puis perpendiculaire à ce bâtiment.

Les tranches de 1300 et 1450 MWe sont individualisées. Le circuit primaire est à quatre boucles. Leur enceinte de confinement est de type enceinte double sans peau d'étanchéité métallique. Le système de mise en dépression de l'espace annulaire qui assure également une filtration avant rejet à l'atmosphère est considéré comme un système de sauvegarde.

L'implantation du groupe turboalternateur est toujours de type radial.

Les listes indiquent les années du raccordement au réseau électrique.

► Premier groupe dit CP0 – Puissance unitaire 900 MWe

Fessenheim 1	1977
<i>(arrêté définitivement au mois de février 2020)</i>	
Fessenheim 2	1977
<i>(arrêté définitivement au mois de juin 2020)</i>	
Bugey 2	1978
Bugey 3	1978
Bugey 4	1979
Bugey 5	1979

► Premier contrat pluriannuel dit CP1 – Puissance unitaire 900 MWe

Tricastin 1	1980
Tricastin 2	1980
Tricastin 3	1981
Tricastin 4	1981
Gravelines 1	1980
Gravelines 2	1980
Gravelines 3	1980
Gravelines 4	1981
Gravelines 5	1984
Gravelines 6	1985
Dampierre 1	1980
Dampierre 2	1980
Dampierre 3	1981

Dampierre 4	1981
Le Blayais 1	1981
Le Blayais 2	1982
Le Blayais 3	1983
Le Blayais 4	1983

► **Deuxième contrat pluriannuel dit CP2 – Puissance unitaire 900 MWe**

Saint-Laurent B1	1981
Saint-Laurent B2	1981
Chinon B1	1982
Chinon B2	1983
Chinon B3	1986
Chinon B4	1987
Cruas 1	1983
Cruas 2	1984
Cruas 3	1984
Cruas 4	1984

► **Tranches de 1 300 MWe de type P4**

Paluel 1	1984
Paluel 2	1984
Paluel 3	1985
Paluel 4	1986
Flamanville 1	1985
Flamanville 2	1986
Saint Alban 1	1985
Saint Alban 2	1986

► **Tranches de 1 300 MWe de type P'4**

Cattenom 1	1986
Cattenom 2	1987
Cattenom 3	1990
Cattenom 4	1991
Belleville 1	1987
Belleville 2	1988
Nogent 1	1987
Nogent 2	1988
Penly 1	1990
Penly 2	1992
Golfech 1	1990
Golfech 2	1993

► Tranches de 1 450 MWe de type N 4

Chooz B1	1996
Chooz B2	1997
Civaux 1	1997
Civaux 2	1999

► Réacteur EPR de 1 675 MWe

Flamanville 3 en construction et essais

