

# Chapitre 8

## L'étude des conditions de fonctionnement dans l'analyse déterministe de la sûreté

---

Comme cela a été indiqué au chapitre 6, l'étude de différentes situations de gravité variable auxquelles une installation telle qu'un réacteur nucléaire pourrait se trouver confrontée constitue une part essentielle de la démonstration de sûreté de cette installation.

Un premier ensemble de situations étudiées est constitué de celles qui résultent d'un événement initiateur unique (ou simple) pouvant affecter une fonction fondamentale de sûreté. Il peut s'agir de la défaillance d'un équipement ou d'une erreur humaine. Ces situations étant très nombreuses, il n'est étudié qu'un nombre limité de telles situations, jugées représentatives. En France, elles ont été historiquement désignées par l'appellation « conditions de fonctionnement de dimensionnement » (de l'installation); dans les textes les plus récents tels que le guide ASN n° 22, élaboré par l'ASN conjointement avec l'IRSN, elles sont appelées « conditions de fonctionnement de référence »<sup>323</sup>.

---

323. L'expression anglaise *Operational States* utilisée par l'AIEA regroupe ce qui relève du fonctionnement normal (*Normal Operation*) et des incidents de fonctionnement prévus (*Anticipated Operational Occurrences* – ou *Transients*). Il faut y ajouter les accidents de dimensionnement (*Design Basis Accidents*) pour retrouver les conditions de fonctionnement de référence. Ils résultent tous d'événements initiateurs (*Initiating Events*), ou d'événements initiateurs postulés (*Postulated Initiating Events*) (glossaire de l'AIEA). Il est à noter que les *Postulated Initiating Events* incluent les agressions internes et externes.

Ces conditions de fonctionnement sont définies et étudiées (dans les grandes lignes) dès la phase de conception d'une installation, car elles contribuent<sup>324</sup> à la mise au point de dispositions de construction adaptées (dimensionnement de structures, systèmes et composants, y compris les actions de protection associées).

La détermination et l'étude de conditions de fonctionnement se sont affinées au fil du temps.

Dans le guide ASN n° 22, sont notamment définis un certain nombre de termes ou d'expressions – dont celle de condition de fonctionnement de référence –, qui sont reproduits dans le focus ci-après.

Il est à noter que les conditions de fonctionnement de dimensionnement, ou de référence, traitées dans le présent chapitre ne constituent qu'une part des incidents et accidents susceptibles d'affecter un réacteur électronucléaire. L'étude des situations résultant de défaillances multiples et celle des accidents avec fusion du cœur complètent l'étude des conditions de fonctionnement; elles sont abordées plus loin, aux chapitres 13 et 17.

#FOCUS.....

## **Terminologie en usage dans les textes officiels français concernant les événements et leur étude dans le cadre de l'analyse déterministe de sûreté**

### **1. Désignation des événements**

#### **Agression interne, agression externe**

Tout événement ou situation qui trouve son origine respectivement à l'intérieur ou à l'extérieur de l'installation nucléaire de base et qui peut entraîner de manière directe ou indirecte des dommages aux éléments importants pour la protection (des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement) ou remettre en cause le respect des exigences définies.

#### **Condition de fonctionnement (de référence)**

Les événements initiateurs uniques (EIU) sont regroupés de manière à définir un nombre limité d'événements de référence de telle sorte que les conséquences de chaque événement de référence enveloppent celles du groupe correspondant. Les transitoires incidentels ou accidentels qui en découlent, complétés des conditions de fonctionnement normal, constituent les conditions de fonctionnement de référence.

324. Avec certaines agressions internes et externes, qui sont étudiées de manière différente.

## **Défaillance interne**

Dysfonctionnement, panne ou endommagement d'un élément de l'installation ou présent dans l'installation, y compris résultant d'actions humaines inappropriées.

## **Événement déclencheur**

Défaillance interne, ou agression interne ou externe, susceptible d'être à l'origine, directement ou indirectement, d'une situation d'incident ou d'accident.

## **Événement initiateur unique**

Événement interne découlant d'une unique défaillance interne.

## **Incident, accident**

Tout événement non prévu en fonctionnement normal ou en fonctionnement en mode dégradé et susceptible de dégrader la protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement ; les conséquences potentielles ou réelles d'un accident sont plus graves que celles d'un incident.

## **2. Étude des événements**

### **Aggravant**

Dans une étude de sûreté, la défaillance unique la plus défavorable d'un EIP (équipement important pour la protection) sollicité pour ses effets bénéfiques lors de l'étude d'un incident, d'un accident ou d'une agression, indépendante de l'événement déclencheur pris en compte. Le caractère défavorable est déterminé au regard de l'objectif de l'étude.

### **Défaillance unique**

Défaillance d'un équipement suffisante pour empêcher cet équipement d'accomplir sa fonction de sûreté attendue lorsque requise. Les défaillances induites par la défaillance de l'équipement font partie de la défaillance unique.

### **Effet falaise**

Altération brutale du comportement d'une installation, que suffit à provoquer une légère modification du scénario envisagé pour un accident dont les conséquences sont alors fortement aggravées.

## État contrôlé

État maîtrisé d'une INB dans lequel la sous-criticité, l'évacuation de la puissance résiduelle et le confinement des substances radioactives sont assurés à court terme. Par « maîtrisé », on entend l'absence de toute évolution rapide défavorable des principaux paramètres caractérisant l'accomplissement des fonctions précitées.

## État sûr

État stabilisé d'une INB dans lequel la sous-criticité, l'évacuation de la puissance résiduelle et le confinement des substances radioactives sont assurés durablement. Le caractère « durable » s'apprécie notamment au regard :

- de l'autonomie de l'installation et des possibilités d'appui externe,
- de la possibilité de réaliser des interventions si nécessaire,
- des valeurs et de la cinétique d'évolution des principaux paramètres caractérisant les fonctions précitées.

.....

## 8.1. Classement des conditions de fonctionnement

Les incidents ou accidents postulés dans l'approche dite déterministe, malgré les précautions prises pour les éviter, ne sont pas considérés de même probabilité, ou fréquence estimée, et leurs conséquences ne sont pas évaluées en regard d'objectifs ou de critères identiques.

De façon générale, comme cela a été indiqué plus haut, l'analyse déterministe comporte l'étude d'un nombre limité de tels événements, dénommés conditions de fonctionnement<sup>325</sup> (de dimensionnement ou de référence), classées en catégories, qui sont retenus pour leur caractère « enveloppe » à l'égard d'événements du même type (ou de même « famille »<sup>326</sup>) dans chaque catégorie. Cette notion d'enveloppe est précisée au paragraphe 8.2.1.

Le tableau 8.1 présente le principe de ces catégories avec les fréquences estimées associées.

Les fréquences associées aux conditions de fonctionnement incidentelles ou accidentelles provenant d'estimations, tenant compte du retour d'expérience disponible, les chiffres indiqués ne sont que des ordres de grandeur.

325. Le qualificatif de « conventionnelles » leur est parfois attribué. Cela ne doit pas suggérer un caractère immuable, le retour d'expérience pouvant conduire à des évolutions.

326. Il est en effet possible de regrouper les événements en sous-ensembles, ou familles, selon l'une ou l'autre des fonctions du procédé affecté : par exemple les variations de réactivité du cœur liées aux grappes absorbantes ou à la concentration du bore dans l'eau du circuit primaire, les variations du débit de l'eau du circuit primaire, les événements liés à l'évacuation de la chaleur par le circuit secondaire...

**Tableau 8.1.** Classement des conditions de fonctionnement.

Catégories de conditions de fonctionnement	Ordre de grandeur de la fréquence annuelle estimée de l'initiateur, par réacteur <sup>327</sup>
CATÉGORIE 1 Conditions normales d'exploitation	Nombre selon le programme d'exploitation
CATÉGORIE 2 Incidents mineurs mais fréquents	Jusqu'à quelques occurrences par an
CATÉGORIE 3 Accidents peu probables	$10^{-4} < f < 10^{-2}$
CATÉGORIE 4 Accidents hypothétiques	$10^{-6} < f < 10^{-4}$

Ce tableau est applicable aux trois types de réacteurs à eau sous pression (réacteurs de 900 MWe, de 1300 MWe et de 1450 MWe); les évolutions de terminologie adoptées pour le réacteur EPR sont indiquées dans le focus plus loin.

Il est important de souligner que le classement en catégories se fait en fonction de la fréquence estimée du seul événement initiateur ou de sa famille. On ne cherche pas ensuite à évaluer la fréquence de la séquence réellement étudiée, pour laquelle on pourrait arguer, compte tenu en particulier des règles d'étude décrites plus loin (par exemple la prise en compte d'une défaillance aggravante), d'une fréquence moindre: la séquence est indissociable de ses règles d'étude et la fréquence supposée de la séquence réellement étudiée est donc par principe celle de l'événement considéré.

Il est également important de souligner qu'il doit exister une cohérence entre d'une part les fréquences retenues pour les événements initiateurs internes liés à des défaillances d'équipements, d'autre part les éléments qui vont déterminer la prévention de telles défaillances: choix de conception (architecture des systèmes, matériaux retenus, dimensionnement des équipements...), modalités de fabrication des équipements (modes d'assemblage, contrôles de fabrication...), essais et contrôles en service... Prendre en compte des brèches dans les tuyauteries du circuit primaire principal comme des «accidents hypothétiques» (voir le tableau 8.1 précédent) implique que tous les éléments appropriés de prévention aient été apportés par l'exploitant (voir à cet égard le volet «prévention» dans l'approche de la sûreté par les «barrières» présentée au paragraphe 6.3). À cet égard, les dossiers de référence réglementaires (DRR)<sup>328</sup> des équipements d'un réacteur à eau sous pression ont bien évidemment toute leur importance.

327. Il est d'usage d'associer à chaque catégorie de conditions de fonctionnement une borne inférieure qui correspond à la borne supérieure de la catégorie suivante. En fait seules les bornes supérieures des catégories ont un intérêt. Rien ne s'oppose à «surclasser» dans une catégorie N un événement relevant, de par sa fréquence estimée, d'une catégorie de rang supérieur (N + 1 ou N + 2 par exemple) si les critères techniques d'acceptation retenus pour la catégorie N sont respectés.

328. Les DRR comportent le dossier «matériau», le dossier «qualité de fabrication», le dossier «protection contre les surpressions», le dossier des «situations» (voir les paragraphes 8.5 et 8.6), le dossier «analyse du comportement», le dossier «rupture brutale».

Enfin, il doit être rappelé que l'expression condition de fonctionnement, qui concerne l'ensemble de l'installation, doit être distinguée de celle de situation de dimensionnement d'un équipement, qui sera précisée au paragraphe 8.6; ce terme de « situation » reste pourtant d'usage courant pour désigner tout état d'une installation.

Pour chaque catégorie, l'étude des conditions de fonctionnement vise à s'assurer de l'atteinte d'objectifs généralement traduits en exigences ou critères portant, notamment, sur la tenue mécanique des barrières de confinement (par exemple les gaines) et le maintien des fonctions fondamentales de sûreté (par exemple la refroidissabilité du cœur).

Comme cela est indiqué au paragraphe 6.1, les concepteurs ont, pour leurs besoins propres, associé aux catégories de conditions de fonctionnement des objectifs en termes de conséquences radiologiques maximales admissibles à la limite du site. Ainsi, pour la conception de ses premières centrales et sur la base d'une norme américaine (ANSI N.18.2), un tableau de correspondance entre plage de fréquences estimées des conditions de fonctionnement (« de dimensionnement ») et ordres de grandeur des conséquences maximales a été proposé par Électricité de France: pour la catégorie 1, respect des autorisations de rejets du site sur l'année (quelques dizaines de  $\mu\text{Sv}$ ), pour la catégorie 2, respect des autorisations de rejets du site par incident (quelques dizaines de  $10 \mu\text{Sv}$ ), pour la catégorie 3, doses à l'organisme entier inférieures à  $5 \text{ mSv}$  et doses équivalentes à la thyroïde inférieures à  $15 \text{ mSv}$ , pour la catégorie 4, doses à l'organisme entier inférieures à  $150 \text{ mSv}$  et doses équivalentes à la thyroïde inférieures à  $450 \text{ mSv}$ . La valeur retenue par Électricité de France pour les conséquences maximales admissibles pour la troisième catégorie,  $5 \text{ mSv}$ , était la même que celle de l'exposition annuelle maximale admissible pour les personnes du public, telle que recommandée en 1977 par la Commission internationale de protection radiologique dans sa publication 26.

Électricité de France a ensuite fait évoluer les valeurs associées aux catégories 3 et 4 de conditions de fonctionnement dans un sens plus contraignant pour la conception des paliers suivants ou le réexamen des précédents.

En tout état de cause, il est nécessaire ici d'insister sur le fait que, en relation avec le principe d'optimisation formulé par la CIPR, le caractère acceptable des dispositions retenues par Électricité de France, en particulier lors des réexamens périodiques ou lors de nouvelles études d'accidents, ne s'apprécie pas en regard de « limites admissibles » ou de « valeurs repères » telles que celles qui ont été évoquées ci-dessus. À cet égard, dans une position de 2013, l'Autorité de sûreté nucléaire a bien souligné que, pour les orientations des études associées aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de  $900 \text{ MWe}$  (voir le paragraphe 30.5), « EDF doit renforcer ses propositions pour réduire encore, autant que raisonnablement possible, l'impact radiologique des accidents de dimensionnement ».

#FOCUS.....

**Conditions de fonctionnement : terminologie adoptée  
dans les « directives techniques pour la conception  
et la construction de la prochaine génération  
de réacteurs nucléaires à eau sous pression »,  
ainsi que dans le guide ASN n° 22**

Les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression », appliquées au réacteur EPR, retiennent les catégories de conditions de fonctionnement suivantes (alinéa D.1 de ces directives) :

- PCC<sup>329</sup> 1 : il s'agit des conditions de fonctionnement normales, de catégorie 1 ;
- PCC 2 : « transitoires de référence », correspondant aux conditions de fonctionnement de catégorie 2 ;
- PCC 3 : « incidents de référence », correspondant aux conditions de fonctionnement de catégorie 3 ;
- PCC 4 : « accidents de référence », correspondant aux conditions de fonctionnement de catégorie 4.

En complément de ces PCC, des conditions avec défaillances multiples sont étudiées ; elles sont précisées dans le chapitre 13.

Dans le guide ASN n° 22, les conditions de fonctionnement de référence sont désignées par l'acronyme DBC (*Design Basic Conditions*).

Il est intéressant d'expliciter ce que recouvrent les différentes catégories de conditions de fonctionnement.

Les conditions normales d'exploitation (première catégorie) correspondent aux états stables (fonctionnement du réacteur en puissance, à puissance réduite ou réacteur à l'arrêt) ou transitoires (d'arrêt ou redémarrage du réacteur, variation de puissance...). Elles relèvent du domaine autorisé par les spécifications techniques d'exploitation. Les rejets de substances radioactives qui peuvent en résulter doivent être totalement maîtrisés et, bien sûr, comptabilisés. En particulier, leur cumul annuel et pour l'ensemble des réacteurs de la centrale concernée ne doit pas conduire à dépasser les valeurs fixées par les autorisations de rejets liquides et gazeux, propres à chaque site.

---

329. *Plant Conditions Category.*

Les conditions de fonctionnement de deuxième catégorie sont des incidents mineurs mais de fréquences estimées relativement élevées. Ils conduisent généralement l'installation hors du domaine autorisé<sup>330</sup>. Les incidents doivent être maîtrisés par des actions de régulation, de « limitation », voire de protection (arrêt automatique du réacteur). Leur étude permet notamment de conforter ou d'ajuster certaines caractéristiques de ces actions (en particulier les seuils d'enclenchement correspondants...). Les rejets pouvant résulter de ces incidents sont comptabilisés et peuvent conduire à dépasser les niveaux fixés dans les autorisations de rejet. Cela signifie que tout relâchement de substances radioactives provoqué par un incident de ce type doit se faire par des voies contrôlées (cheminée ou canalisation de rejet), pour que, bien qu'intempestif, il soit cependant connu précisément.

Les accidents peu probables de la troisième catégorie peuvent, eux, entraîner des rejets plus importants, mais l'évaluation de leurs conséquences radiologiques sur les personnes du public doit montrer qu'elles restent suffisamment faibles, y compris dans les conditions météorologiques les plus défavorables.

Les accidents hypothétiques de la quatrième catégorie sont les plus rares qui soient considérés dans le domaine de dimensionnement (ou de référence). Un certain endommagement du combustible peut en résulter (en termes de ruptures de gaines voire de fusion du combustible) – qui doit cependant rester limité –, mais l'installation doit pouvoir être ramenée dans une situation stable où le refroidissement du cœur du réacteur pourra être durablement assuré.

L'étude des accidents permet également de conforter ou d'ajuster certaines caractéristiques des actions de protection (système d'arrêt automatique du réacteur, systèmes de sauvegarde<sup>331</sup>).

## 8.2. Choix des conditions de fonctionnement

Pour déterminer les conditions de fonctionnement (de dimensionnement ou de référence), il convient d'examiner les événements initiateurs uniques susceptibles de conduire à :

- une évolution intempestive des réactions nucléaires en chaîne ;
- un refroidissement ou un échauffement excessif de l'eau du circuit primaire ;
- une réduction du débit d'eau dans le circuit primaire ;
- une perte de l'inventaire en eau ou un apport d'eau dans le circuit primaire ;
- une augmentation ou une diminution de la pression du circuit primaire ;

330. Le domaine autorisé ne doit pas être confondu avec le domaine du fonctionnement normal. Il prévoit généralement certains écarts au domaine du fonctionnement normal, pour des durées limitées et dans certaines conditions.

331. Notamment les accidents de perte de réfrigérant primaire (chapitre 9) ou encore d'insertion de réactivité dans le cœur (chapitre 35).

- une dissémination anormale de radionucléides: elle peut être la conséquence, par exemple, de la rupture ou de la perte d'étanchéité de composants contenant des substances radioactives, de la détérioration d'assemblages combustibles au cours d'une manutention.

Pour la piscine d'entreposage du combustible, les événements initiateurs uniques suivants sont à examiner:

- perte de refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible,
- diminution de la quantité d'eau présente dans un compartiment de la piscine dans lequel un ou plusieurs assemblages combustibles sont présents.

Les événements initiateurs des conditions de fonctionnement de la deuxième catégorie sont généralement recherchés parmi les causes possibles de variation des paramètres influençant le refroidissement du combustible (puissance donc réactivité du cœur, débit et température de l'eau du circuit primaire).

Le flux neutronique, donc l'énergie libérée dans le combustible, peut augmenter, non seulement par des effets directs de réactivité provoqués par:

- un retrait incontrôlé<sup>332</sup> de grappes de régulation,
- une dilution intempestive et progressive de l'acide borique présent dans le fluide primaire,

mais aussi par des effets indirects provoqués par:

- l'ouverture intempestive d'une soupape du circuit secondaire,
- l'augmentation de la puissance appelée par la turbine.

Le débit du fluide primaire qui assure le transfert de l'énergie produite dans le cœur aux générateurs de vapeur peut diminuer du fait de l'arrêt d'une pompe, mais aussi plus rapidement par l'arrêt progressif, en cas de perte des alimentations électriques externes, de l'ensemble de ces pompes, qui restent toutefois entraînées par leurs volants d'inertie.

Les cas de mauvais fonctionnement du système d'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur sont aussi étudiés, notamment pour leur effet sur la réactivité du cœur.

Une baisse de la pression dans le circuit primaire, également défavorable au bon refroidissement du combustible dans le cœur, peut provenir d'une dépressurisation momentanée intempestive du circuit primaire.

Les accidents postulés, répartis entre les troisième et quatrième catégories, sont déterminés à partir d'événements comprenant des défaillances d'équipements allant jusqu'à la rupture de tuyauteries supposées conçues, fabriquées et exploitées avec des précautions et des conservatismes significatifs.

---

332. Qualificatif en usage par Électricité de France, dans le sens d'intempestif.

Les augmentations du flux neutronique étudiées dans ces catégories peuvent être dues, par exemple, à l'éjection d'une grappe de contrôle ou à la rupture d'une tuyauterie principale de vapeur.

Les baisses de débit de l'eau dans le circuit primaire peuvent résulter de ralentissements plus ou moins rapides des pompes jusqu'au blocage instantané d'un rotor de pompe primaire.

Les diminutions de la pression dans le circuit primaire peuvent résulter d'une perte de fluide primaire par une brèche plus ou moins importante<sup>333</sup>, pouvant aller jusqu'à une rupture guillotine quasi instantanée doublement débattue (rupture dite 2A, ou A désigne l'aire de passage du fluide dans la tuyauterie).

Les hypothèses associées aux ruptures de tuyauteries du circuit primaire principal sont abordées au chapitre 9.

Les relâchements de gaz radioactifs ou d'eau contaminée dans les locaux où sont implantés des réservoirs qui en contiennent sont aussi examinés. Il en est de même de la rupture des crayons d'un assemblage combustible en cours de manutention dans le bâtiment du réacteur ou dans le bâtiment du combustible.

Cela conduit à un très grand nombre d'événements possibles parmi lesquels une sélection est faite :

- en déterminant des cas suffisamment représentatifs et « enveloppes »,
- en examinant l'opportunité d'en exclure certains compte tenu d'un haut niveau de prévention.

### **8.2.1. La notion d'incident ou d'accident enveloppe**

Ainsi que cela est indiqué plus haut, le nombre d'incidents et d'accidents à étudier est réduit en déterminant, à l'intérieur d'une même famille, celui qui apparaît de nature à conduire aux conséquences les plus élevées.

Pour un même type d'incident ou d'accident, il se peut toutefois que plusieurs types de conséquences sont à prendre en compte, ce qui peut conduire à retenir et étudier *in fine* plusieurs variantes de tels incidents ou accidents qui ont toutes un caractère enveloppe, mais pour des effets de différentes natures, par exemple :

- effet en termes d'apport de réactivité dans le cœur,
- effet en termes de sous-refroidissement du cœur,
- effets thermomécaniques sur les assemblages combustibles et les gainages, sur l'enveloppe du circuit primaire, sur l'enceinte de confinement...,
- effet en termes de conséquences radiologiques...

333. Dans le langage de la sûreté, le terme brèche est souvent utilisé pour désigner des fissures (traversantes et ouvertes) dans la paroi de tuyauteries, pouvant aller jusqu'à leur rupture.

## 8.2.2. Exclusion d'accidents

Il existe des situations accidentelles théoriquement envisageables pour lesquelles la prévention apparaît suffisante pour qu'il ne soit pas jugé nécessaire d'en étudier les conséquences (qui, dans certains cas, ne pourraient d'ailleurs pas être limitées par des dispositions industrielles démontrables). C'est le cas de la rupture brutale des grands appareils à pression comme la cuve du réacteur, l'enveloppe extérieure des générateurs de vapeur, le pressuriseur ou la volute des pompes primaires. Le rapport INSAG-10 n'ignore pas de tels cas et recommande, comme cela a déjà été indiqué au paragraphe 6.4.1, que, pour ces cas, *« 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 l'inspection périodique [...] ou dans la conception en incorporant des marges additionnelles de sûreté »*.

À partir de l'expérience industrielle mondiale, il apparaît que, pour de tels équipements, sous réserve qu'ils soient bien conçus, bien construits et bien surveillés à toutes les étapes de leur « vie », la possibilité d'une rupture peut être écartée. C'est pourquoi de tels accidents de rupture brutale ne sont pas retenus comme événements initiateurs de conditions de fonctionnement.

De tels initiateurs ne sont donc pas retenus dans les études d'accidents (ils sont « exclus »), sous réserve d'exigences particulièrement fortes en termes de conception, de fabrication, de construction et d'exploitation. Il sera vu au chapitre 18 consacré aux réacteurs de nouvelle génération de type EPR que des exclusions de rupture ont été proposées par Électricité de France pour les tuyauteries principales du circuit primaire et du circuit secondaire et acceptée par l'Autorité de sûreté nucléaire française. Le guide ASN n° 22 souligne que le recours à une hypothèse d'exclusion de rupture et ses modalités d'application doivent faire l'objet d'une instruction (avec les organismes de sûreté) à un stade précoce de la conception.

Le guide ASN n° 22 indique que le recours à une hypothèse d'exclusion de rupture *« doit reposer sur des dispositions particulièrement exigeantes en matière de conception, de fabrication et de suivi en service visant à prévenir la rupture. Ces dispositions concernent :*

- *l'analyse des modes d'endommagement pertinents, le choix et l'utilisation de matériaux présentant une résistance suffisante à ces modes d'endommagement, la détermination des sollicitations auxquelles ils sont soumis, y compris en cas de survenue d'une agression, et la vérification du respect de critères permettant de prévenir les risques de rupture ;*
- *le recours à des procédés de fabrication et de contrôle permettant de démontrer l'obtention d'un très haut niveau de qualité tenant compte [...] de l'état d'avancement de la technique et de la pratique au moment de la conception et de la fabrication, ainsi que des considérations techniques et économiques compatibles avec un degré élevé de protection de la santé et de la sécurité ;*

- *le suivi en service, permettant notamment de vérifier en temps utile l'absence de dégradation du composant.*

*Dans cette perspective, la détermination enveloppe de sollicitations subies, l'analyse du comportement des structures sous ces sollicitations, l'existence de marges notamment par rapport aux critères mécaniques, la qualification des procédés de fabrication et les réapprovisionnements, le choix, l'étendue et la précision des techniques de contrôles au regard des procédés de fabrication, la détermination des critères d'acceptation des défauts de fabrication, l'accessibilité des zones à surveiller en exploitation et l'étendue des contrôles associés, la prise en compte de l'expérience sur le comportement de matériaux ou d'installations similaires sont des moyens nécessaires à la mise en œuvre de cette démarche».*

Par ailleurs, dans les années 1990, lors des discussions franco-allemandes sur la sûreté de la prochaine génération de réacteurs à eau sous pression (en pratique EPR), a été introduite la notion d'« élimination pratique » de certaines situations avec fusion du cœur, au moins théoriquement envisageables, pouvant conduire à des rejets « précoces importants » et pour lesquelles il n'apparaissait pas possible de mettre en place des dispositions réalistes réduisant les conséquences de façon significative et démontrable; ce sujet est développé au paragraphe 17.10.2 du chapitre relatif aux accidents de fusion du cœur.

### **8.3. Liste et répartition des conditions de fonctionnement**

En 1970, dans le rapport préliminaire de sûreté de la première tranche de la centrale nucléaire de Fessenheim, première tranche de 900 MWe construite en France, les événements étudiés étaient subdivisées en trois groupes :

- les transitoires et incidents d'exploitation,
- les accidents mettant en œuvre les systèmes de sauvegarde,
- les accidents de perte de réfrigérant primaire.

Cette liste et cette répartition provenaient de la pratique américaine et étaient le résultat des discussions entre concepteurs ou exploitants et organismes de sûreté de ce pays.

Cette liste a quelque peu évolué dans le contexte français. Les transitoires et incidents d'exploitation ont été classés dans la deuxième catégorie; les accidents ont été répartis dans les troisième et quatrième catégories sans isoler particulièrement les accidents de perte de réfrigérant primaire. On est ainsi arrivé, au milieu des années 1970, aux listes suivantes.

<b>CATÉGORIE 2: incidents de fréquence moyenne dont les conséquences doivent demeurer extrêmement limitées</b>
<p><i>Réactivité</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- retrait incontrôlé de groupes de grappes de régulation, réacteur sous-critique ou en puissance</li> <li>- dilution incontrôlée progressive d'acide borique</li> <li>- démarrage d'une boucle inactive du circuit primaire</li> <li>- mauvais fonctionnement de l'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur</li> <li>- augmentation excessive de la charge à la turbine</li> </ul> <p><i>Perturbations de la physique du cœur</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- mauvaise position, chute d'une grappe ou d'un groupe de grappes,</li> <li>- perte partielle du débit primaire</li> <li>- perte totale de charge, déclenchement de la turbine</li> <li>- perte des alimentations électriques externes, entraînant l'arrêt des pompes primaires</li> <li>- arrêt de l'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur</li> </ul> <p><i>Brèches primaires</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- ouverture intempestive de courte durée d'une soupape du pressuriseur, dépressurisation momentanée du circuit primaire</li> </ul> <p><i>Brèches secondaires</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- ouverture intempestive d'une soupape du circuit secondaire</li> </ul> <p><i>Fragilisation de la cuve</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- démarrage intempestif de l'injection de sécurité ou du système d'envoi de bore (borication) d'urgence</li> </ul>
<b>CATÉGORIE 3: accidents très peu fréquents dont les conséquences doivent demeurer suffisamment limitées</b>
<p><i>Réactivité</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- retrait d'une grappe de contrôle à pleine puissance</li> </ul> <p><i>Perturbations de la physique du cœur</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- réduction forcée du débit primaire</li> <li>- mauvaise position d'un assemblage combustible dans le cœur</li> </ul> <p><i>Brèches primaires</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- perte de réfrigérant primaire par une petite brèche</li> <li>- ouverture intempestive d'une soupape du pressuriseur avec une dépressurisation de longue durée</li> </ul> <p><i>Brèches secondaires</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- petite brèche d'une tuyauterie secondaire</li> </ul> <p><i>Pertes de confinement, relâchements de radioactivité</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- rupture du réservoir du circuit de contrôle volumétrique et chimique</li> <li>- rupture d'un réservoir de stockage du circuit de traitement des effluents gazeux</li> </ul>
<b>CATÉGORIE 4: accidents importants et hypothétiques dont les conséquences doivent demeurer acceptables</b>
<p><i>Réactivité</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- éjection d'une grappe de contrôle</li> </ul> <p><i>Perturbations de la physique du cœur</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- blocage du rotor d'une motopompe primaire</li> </ul> <p><i>Brèches primaires</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- perte de réfrigérant primaire</li> <li>- rupture complète d'un tube de générateur de vapeur</li> </ul> <p><i>Brèches secondaires</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- rupture importante d'une tuyauterie du circuit secondaire (d'eau ou de vapeur)</li> </ul> <p><i>Relâchements de radioactivité</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- accident de manutention d'un assemblage combustible</li> </ul>

L'expérience mondiale a ensuite conduit à retenir, à partir du palier N4, la rupture d'un tube de générateur de vapeur dans les conditions de fonctionnement de troisième catégorie et non de quatrième catégorie (cet accident fait l'objet du chapitre 10) – sa fréquence conduisait de fait à la classer en troisième catégorie. Cette modification a été introduite dans la liste des conditions de fonctionnement retenue pour la conception des tranches du palier standard de 1450 MWe (N4), puis pour la conception du réacteur EPR. Une rupture de deux tubes de générateur de vapeur a été introduite dans les conditions de fonctionnement de quatrième catégorie pour le palier N4 ainsi que pour le réacteur EPR.

Pour les réacteurs de 900 MWe et de 1300 MWe, la rupture d'un tube de générateur de vapeur a ultérieurement, dans les études de réévaluation de sûreté, été retenue à la fois en tant que condition de fonctionnement de troisième catégorie et en tant que condition de fonctionnement de quatrième catégorie, en considérant dans ce dernier cas une défaillance pouvant en résulter (voir le chapitre 10).

Ces évolutions ont entraîné un renforcement des exigences associées à l'accident de rupture de tube de générateur de vapeur et la mise en œuvre de modifications (matérielles ou de conduite) pour respecter ces exigences<sup>334</sup>.

L'expérience a aussi montré que le blocage du rotor d'une motopompe primaire se produisait dans le monde avec une fréquence supérieure à celle qui avait été estimée initialement. Cela a conduit à un renforcement des contrôles des arbres des pompes primaires sans qu'il soit jugé utile de modifier la catégorie de l'accident de blocage du rotor d'une motopompe primaire, compte tenu de ce renforcement.

La liste des transitoires, incidents et accidents de référence (*plant conditions categories*, voir le focus du présent chapitre) présentée dans les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression » est reproduite à la fin du présent chapitre.

Il est à noter qu'un même type d'accident ou d'une même famille peut être retenu dans plusieurs catégories de conditions de fonctionnement. En effet, qu'une grosse brèche ait des conséquences acceptables en quatrième catégorie ne signifie pas qu'une petite brèche ait des conséquences acceptables en troisième catégorie, les critères relatifs à la tenue du combustible n'étant pas les mêmes (ils seront précisés plus loin au paragraphe 8.4.7).

## **8.4. Modalités d'étude des conditions de fonctionnement**

Comme cela a été vu plus haut, les conditions de fonctionnement retenues résultent de la recherche des évolutions envisageables des fonctions de sûreté, dans un sens défavorable à la sûreté. Elles sont étudiées *in fine* dans un but de protection à l'égard de différents types de transitoires ou de phénomènes pouvant présenter des risques.

---

334. L'exploitant s'étant par ailleurs, pour la conception des réacteurs du palier N4, fixé des limites de conséquences radiologiques plus faibles que celles qui avaient été adoptées pour les paliers précédents.

Les événements initiateurs sont étudiés avec un faisceau d'hypothèses et de conditions d'études choisies de manière à en aggraver les conséquences et donc à donner au résultat un caractère enveloppe par rapport aux conséquences redoutées examinées (démonstration « déterministe »).

Pour les réacteurs à eau sous pression, les transitoires incidentels ou accidentels (conditions de fonctionnement de catégories 2 à 4) sont généralement décomposés en trois phases successives :

- la phase A: elle est comprise entre l'instant initial du transitoire et la première intervention d'une protection automatique (par exemple la chute des grappes absorbantes à la suite du déclenchement de l'AAR) – ou de la première action manuelle des opérateurs prévues dans une « fiche d'alarme »);
- la phase B: elle est comprise entre l'instant de la première intervention d'une protection et l'instant de la première action manuelle;
- la phase C: elle est comprise entre l'instant de la première action manuelle et l'atteinte de l'état d'arrêt sûr.

Les systèmes actionnés dans ces différentes phases peuvent être de classes de sûreté différentes (voir le paragraphe 7.4).

Dans la suite de ce chapitre, sont abordés le choix des conditions initiales et les conservatismes adoptés, la règle de l'« aggravant unique », les règles de cumuls conventionnels, la qualification des moyens de calcul et les critères à respecter en fonction des catégories d'accidents.

Dans les textes officiels français<sup>335</sup>, deux notions sont utilisées pour la conception et l'analyse de sûreté des réacteurs à eau sous pression: « l'état contrôlé » et « l'état sûr »; leurs définitions ont été reproduites dans le premier focus du présent chapitre. Il y est notamment indiqué que, dans les conditions de fonctionnement de référence, l'état contrôlé implique un inventaire en eau stable, voire croissant, dans le circuit primaire<sup>336</sup>.

### **8.4.1. Choix des conditions initiales, conservatismes**

Une installation nucléaire peut se trouver dans différents états de fonctionnement, de la pleine puissance à l'arrêt pour rechargement du combustible dans le cœur ou pour maintenance.

Dans chacun de ces états, les paramètres caractéristiques – pression et température de l'eau dans les circuits, débits d'eau, tension et fréquence des sources électriques, radioactivité, contamination... – peuvent varier dans différentes plages et les moyens

335. Ce qui suit est issu du guide ASN n° 22.

336. Des précisions sur ces deux notions, appliquées à la piscine d'entreposage du combustible, sont données au chapitre 15.

de mesure, de contrôle et de régulation de ces paramètres n'ont pas une précision absolue.

Les « états standards » et les « domaines d'exploitation » autorisés par les spécifications techniques d'exploitation sont précisés au paragraphe 20.2.1.1 du chapitre consacré aux règles générales d'exploitation. Des sous-états peuvent être distingués pour l'étude des conditions de fonctionnement.

L'expérience d'exploitation a mis en évidence, au cours des années 1980, l'importance de bien examiner les risques dans les états d'arrêt d'un réacteur à eau sous pression (en l'occurrence la possibilité d'une baisse intempestive du niveau d'eau au cours des états d'arrêt où le cœur est dans la cuve du réacteur)<sup>337</sup>. Aussi bien les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression » (appliquées au réacteur EPR) que le guide ASN n° 22 insistent sur l'importance d'étudier les événements initiateurs dans les différents états d'arrêt d'un réacteur; le guide souligne notamment qu'*« une attention particulière doit être portée aux états d'arrêt présentant des conditions spécifiques, notamment lorsque sont indisponibles certains EIP, certaines barrières de confinement (par exemple lors de l'ouverture du circuit primaire principal, de l'ouverture du sas ou du tampon d'accès des matériels de l'enceinte de confinement) ou lorsque des travailleurs peuvent être présents à l'intérieur de l'enceinte de confinement »*<sup>338</sup>.

Pour chaque étude d'événement initiateur, les conditions initiales (associées à l'état initial du réacteur) et les valeurs de certains paramètres sont choisies de façon pessimiste (en s'imposant par exemple les « pénalités » évoquées au chapitre 6) à l'égard du ou des phénomènes redoutés. La précision des dispositifs de mesure, de contrôle et de régulation est prise en compte; il en est de même pour ceux qui permettent de déclencher l'arrêt automatique du réacteur ou les systèmes de sauvegarde. Le jeu de valeurs peut varier dans l'étude des différentes phases (voir plus haut) du transitoire associé à l'événement initiateur étudié.

Si le phénomène redouté est une « crise d'ébullition » dans le cœur, qui dégrade fortement le refroidissement des gaines des crayons combustibles affectés et peut entraîner leur endommagement, les valeurs de la puissance et de la température moyenne de l'eau du circuit primaire sont majorées (initialement et au cours du transitoire). La pression du fluide de refroidissement est par contre choisie en cumulant les conditions qui la diminuent.

Les accidents d'injection de réactivité par mouvement de grappes de contrôle sont étudiés en supposant qu'ils se produisent en début de cycle lorsque la contre-réaction neutronique apportée par le modérateur (l'eau du circuit primaire) est la plus faible. Les accidents de refroidissement ayant pour origine la partie secondaire de la chau-

337. Ce sujet est détaillé au paragraphe 22.1.

338. Il est par ailleurs indiqué dans le guide ASN n° 22 que les combinaisons non plausibles d'accidents et d'états initiaux peuvent, sous réserve de justifications appropriées, ne pas être traitées (c'est-à-dire ne pas prévoir et mettre en place des dispositions spécifiques pour en limiter leurs conséquences).

dière (rupture d'une tuyauterie de vapeur...) sont étudiés en fin de cycle, quand, en l'absence de bore dans le fluide primaire, l'effet sur la réactivité est le plus fort.

De plus, s'il y a relâchement de produits de fission normalement retenus par les gaines, la quantité de produits radioactifs relâchés est majorée en supposant que le combustible est en fin de cycle d'un cœur à l'équilibre.

### **8.4.2. *Prise en compte d'un aggravant dans l'étude des conditions de fonctionnement – Défaillances « passives »***

Dans les études des conditions de fonctionnement de dimensionnement (ou de référence), un « aggravant » est pris en compte: c'est une défaillance unique, indépendante de l'événement initiateur postulé, qui est appliquée à un équipement utilisé pour ses effets bénéfiques pour la condition de fonctionnement étudiée. L'aggravant le plus pénalisant à l'égard de chaque critère à respecter et pour chacune des phases du transitoire doit être retenu. L'application de l'aggravant unique ne change pas la catégorie de la condition de fonctionnement considérée.

L'aggravant est supposé se produire lors d'une sollicitation<sup>339</sup> de l'équipement concerné.

En particulier:

- le blocage de la grappe de contrôle la plus antiréactive au moment de l'arrêt automatique du réacteur doit être considéré comme un aggravant possible pour toutes les conditions de fonctionnement;
- la défaillance à la fermeture d'une vanne de décharge de vapeur principale doit être considérée comme un aggravant possible pour les conditions de fonctionnement de deuxième catégorie telles qu'une dilution homogène ou le retrait incontrôlé d'une grappe de contrôle.

Certaines défaillances, comme la défaillance à l'ouverture des clapets des accumulateurs du système d'injection de sécurité, peuvent être exclues de l'application de la règle de l'aggravant unique sous réserve de justifications appropriées (compte tenu de leur fiabilité et du retour d'expérience).

La maintenance préventive des systèmes susceptibles d'être utilisés en cas d'incident ou d'accident est également à prendre en compte. Des modalités sont définies pour prendre en compte ces derniers en termes d'indisponibilité des équipements correspondants.

---

339. Il est postulé, dans les études d'EDF, que la défaillance survient lors de la première sollicitation. Il convient toutefois de s'assurer, par exemple dans le cas d'une soupape qui s'ouvre lors de cette première sollicitation et qui doit ensuite se refermer, que sa refermeture ne pourra pas être empêchée du fait de la première sollicitation ou des conditions existantes (fluide sortant sous la forme de vapeur ou d'eau...).

Par ailleurs, une défaillance unique dite passive est, si nécessaire, à considérer dans l'étude des conditions de fonctionnement. C'est une défaillance qui apparaît dans un équipement qui n'a pas besoin de changer d'état pour réaliser sa fonction. Une défaillance passive peut être :

- une fuite de l'enveloppe sous pression d'un circuit contenant un fluide ; si elle n'est pas détectée et isolée, une telle fuite est supposée s'accroître jusqu'au débit correspondant à une rupture totale ;
- une autre défaillance mécanique mettant en cause la ligne de débit correspondant au fonctionnement normal d'un circuit contenant un fluide.

Les défaillances passives sont prises en compte pour le long terme (après plus de 24 h) de fonctionnement des systèmes de sûreté, avec un taux de fuite supposé conventionnellement égal à 200 litres par minute jusqu'à l'isolement de la fuite.

Néanmoins, pour le réacteur EPR, il a été stipulé<sup>340</sup> dans les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression » que « *des études de sensibilité doivent être réalisées pour montrer que le cas d'une défaillance unique passive à court terme (avant 24 h) de même que le cas d'un taux de fuite plus grand que 200 l/min (jusqu'à la rupture d'une tuyauterie connectée d'un diamètre intérieur de 50 mm) sont couverts par la prise en compte des défaillances uniques actives ou ne conduisent pas à un effet fautive pour ce qui concerne l'efficacité du système ainsi que les conséquences radiologiques* ».

### 8.4.3. Cumuls conventionnels

La règle de l'aggravant unique n'est pas la seule convention adoptée dans les études des conditions de fonctionnement de dimensionnement (ou de référence) pour accroître le caractère enveloppe des études.

Pour toutes les conditions de fonctionnement de quatrième catégorie, le cumul du manque de tension externe (MDTE) est considéré s'il est pénalisant pour le transitoire considéré. Cette règle est conventionnelle mais provient, historiquement, du cumul des effets mécaniques d'un séisme important (séisme majoré de sécurité [SMS] ou séisme de dimensionnement [SDD] – voir les paragraphes 8.5 et 12.3) avec les grosses brèches de quatrième catégorie, le séisme pouvant entraîner la perte (défaillance) des lignes de transport d'électricité qui ne sont pas dimensionnées pour résister à un tel séisme, même d'intensité modérée. Le cumul du MDTE est considéré à l'instant le plus pénalisant, correspondant généralement à l'un des trois instants suivants : instant initial, instant d'arrêt automatique du réacteur, instant du démarrage d'un système de sauvegarde (par exemple l'injection de sécurité). Le MDTE provoque, entre autres, l'arrêt des pompes primaires.

Il a été vu au chapitre précédent que le critère de défaillance unique impose que, lors de la conception d'un réacteur, tous les matériels nécessaires à la maîtrise des

340. Cela est aussi formulé de manière analogue dans le guide ASN n° 22.

situations accidentelles soient au moins doublés, avec deux voies bien distinctes. Le cumul conventionnel des conditions de fonctionnement de quatrième catégorie avec le MDTE impose alors que les matériels électriques de chacune de ces voies soient secourus par un générateur électrique autonome à démarrage automatique, indépendant du réseau électrique externe, pleinement efficace en cas de séisme.

Les réacteurs de 900 MWe, de 1300 MWe et de 1450 MWe ont donc ainsi été dotés<sup>341</sup>, chacun, de deux groupes électrogènes à moteur diesel de plusieurs mégawatts de puissance unitaire, capables de fournir la puissance nécessaire quelques dizaines de secondes après avoir reçu un ordre de démarrage, et qualifiés au séisme.

Ce délai doit bien sûr être considéré dans les études d'accidents (les systèmes de sauvegarde sollicités n'atteignant dès lors leur pleine efficacité qu'avec retard).

Par ailleurs, dans les études de conception initiale des réacteurs de 900 MWe et de 1300 MWe, la possibilité qu'un séisme puisse être à l'origine d'une condition de fonctionnement, sans préjuger de sa catégorie (2, 3 ou 4), n'avait pas été envisagée dans la mesure où le séisme était pris en compte (comme « cas de charge ») pour la conception et le dimensionnement des équipements mécaniques et électriques classés de sûreté. Cependant, lors des discussions relatives aux réacteurs du palier N4, l'IPSN a estimé qu'un séisme pouvait néanmoins être à l'origine d'une défaillance interne même si l'équipement défaillant a été dimensionné pour résister aux séismes. Selon cette approche (« séisme événement »), il est aussi supposé que le séisme dit initiateur provoquerait la défaillance des alimentations électriques externes pour les mêmes raisons que celles indiquées plus haut. Pour le palier N4, les conditions de fonctionnement de deuxième et troisième catégories avec cumul du MDTE ont alors été étudiées en regard des critères associés aux conditions de fonctionnement de quatrième catégorie.

Pour l'étude de ces cumuls, le temps de chute des grappes absorbantes est allongé par rapport à la valeur maximale stipulée dans les spécifications techniques d'exploitation (compte tenu du séisme) et seuls les équipements aptes à remplir leur mission après un séisme peuvent être utilisés.

Depuis l'introduction de cette démarche pour le palier N4, des études de vérification<sup>342</sup> ont été engagées par Électricité de France pour les réacteurs de 900 MWe<sup>343</sup> et de 1300 MWe, pour les conditions de fonctionnement de deuxième et troisième catégories, en cumulant le MDTE (induit par un séisme) à l'événement initiateur, dans l'objectif de vérifier le respect des critères associés à la quatrième catégorie de conditions de fonctionnement.

La démarche introduite pour le palier N4 a été reconduite pour le réacteur Flamanville 3 (EPR).

341. Pour le réacteur EPR, se reporter au paragraphe 18.2.4.

342. Ou « de robustesse » selon la terminologie employée par Électricité de France.

343. Dans le cadre de la réévaluation de sûreté associée à leurs quatrième visites décennales.

### 8.4.4. Prévention de l'aggravation des accidents

Parmi les critères d'acceptabilité des conséquences des incidents et accidents des deuxième et troisième catégories des conditions de fonctionnement, il est précisé qu'ils ne doivent pas être à l'origine d'un accident de la catégorie suivante.

L'étude détaillée de chacun de ces incidents ou accidents doit donc permettre de connaître les contraintes thermomécaniques ou autres qui peuvent en résulter pour les équipements dont la défaillance n'a pas constitué l'initiateur, afin de vérifier qu'ils ne deviennent pas défaillants à leur tour. Il en est déduit toute une série de « situations de dimensionnement » ou « cas de charge » dont il faut tenir compte pour la conception de ces équipements.

La rupture d'une tuyauterie principale d'une boucle du circuit primaire en un endroit ne doit provoquer, ni une autre rupture dans la même boucle, ni une rupture dans une autre boucle, ni une perturbation sérieuse du système d'injection de sécurité. Les efforts produits par les déformations de la tuyauterie rompue et les jets de fluide sur le béton et sur les structures des casemates des boucles primaires sont donc étudiés en détail, puisqu'ils servent de base au supportage de la boucle affectée et des boucles voisines.

### 8.4.5. Délais d'intervention des opérateurs

Pour l'étude des conditions de fonctionnement du domaine de dimensionnement (ou de référence), des délais sont retenus pour l'intervention des opérateurs en-deçà desquels il est considéré qu'ils ne peuvent pas intervenir; ces délais, qui dépendent des lieux d'intervention, sont précisés dans le tableau 8.2 ci-après.

Tableau 8.2. Délais retenus pour l'intervention des opérateurs.

	Réacteurs de 900 MWe, 1300 MWe et 1450 MWe	EPR
Interventions en salle de commande	20 min	30 min
Interventions dans le bâtiment électrique	25 min	60 min
Interventions dans les autres bâtiments	35 min	

Considérer des délais d'intervention des opérateurs plus importants a un effet bénéfique pour la sûreté<sup>344</sup>.

344. Des études (« de robustesse ») de l'ensemble des conditions de fonctionnement de dimensionnement sont menées par Électricité de France dans le cadre de la réévaluation de sûreté associée aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe en considérant les délais pour les opérateurs qui ont été retenus dans les analyses de sûreté du réacteur EPR.

### **8.4.6. Utilisation de logiciels de simulation qualifiés**

Malgré le développement des connaissances, il est souvent difficile de représenter exactement les phénomènes complexes pouvant intervenir lors d'un incident ou d'un accident. La prudence est donc de mise dans l'utilisation des simulations par le calcul.

Pour l'étude des incidents et des accidents et l'évaluation de leurs conséquences, les concepteurs<sup>345</sup> utilisent soit des logiciels de simulation dont le caractère conservatif<sup>346</sup> a été établi pour un domaine d'utilisation dans le cadre de leur « qualification », pouvant comprendre une validation à partir d'expériences, soit des logiciels de simulation réalistes (*best estimate* en anglais, c'est-à-dire reproduisant « au mieux » les expériences). Dans le cas de l'utilisation de logiciels réalistes, des majorations peuvent être introduites sur les résultats avant de les comparer à des critères techniques d'acceptation.

Les logiciels de simulation font l'objet d'améliorations continues tirant profit des résultats des travaux de recherche et développement, qui permettent éventuellement de réduire, par une meilleure connaissance des phénomènes et des moyens de les modéliser, certains conservatismes.

Ces améliorations peuvent également mettre en évidence que certains résultats antérieurs n'étaient pas suffisamment conservatifs. Ce fut le cas au début des années 1980 pour la détermination de la pression qui résulterait de la rupture d'une tuyauterie principale de vapeur dans l'enceinte de confinement des réacteurs du palier P4. Les marges disponibles ont toutefois permis à Électricité de France de montrer que les critères techniques retenus pour le dimensionnement de l'enceinte de confinement n'étaient pas dépassés. Cet exemple – il en existe d'autres –, confirme, s'il en était besoin, l'importance de la qualité des études et la nécessité de conserver une approche prudente dans les différentes phases de définition des caractéristiques des systèmes, structures et composants.

Pour la préparation des procédures de conduite incidentelle ou accidentelle, les études menées pour vérifier le caractère acceptable des conséquences de ces événements peuvent être inadaptés pour définir les actions à effectuer par les opérateurs; les résultats de calculs réalistes sont utilisés.

Un certain nombre de logiciels de simulation sont présentés au chapitre 40.

### **8.4.7. Principaux critères à respecter pour le combustible dans le cœur du réacteur**

L'acceptabilité des conséquences calculées des conditions de fonctionnement s'apprécie en regard d'un certain nombre d'exigences et de critères, aussi appelés critères techniques d'acceptation, concernant notamment les barrières de confinement.

---

345. Ou l'IRSN dans le cadre de l'exercice de ses missions d'appui technique de l'Autorité de sûreté nucléaire (voir le chapitre 40).

346. Le qualificatif pessimiste est aussi utilisé.

En particulier, les dommages sur le combustible doivent être d'autant plus limités que la condition de fonctionnement considérée a une fréquence estimée importante.

Mais l'enveloppe du circuit primaire, l'enceinte de confinement et d'autres structures, systèmes et composants ayant une importance pour la sûreté font également l'objet d'exigences en regard des différentes conditions de fonctionnement ou agressions devant être prises en compte pour leur dimensionnement, que l'on considère satisfaites si un ensemble de critères sont respectés (par exemple les critères de codes de conception et de construction). Il est à souligner que, pour le dimensionnement des systèmes de sauvegarde, les critères les plus exigeants<sup>347</sup> des codes de conception et de construction sont retenus en considérant que pour ces systèmes les conditions de fonctionnement accidentelles sont des conditions normales de fonctionnement: il en est ainsi du système d'injection de sécurité prévu pour limiter les conséquences de brèches du circuit primaire.

Il a précédemment été question dans ce chapitre de conservatismes, notamment dans les calculs de simulation des transitoires incidentels ou accidentels et de leurs conséquences. Les critères techniques d'acceptation tiennent généralement compte des incertitudes liées à l'état des connaissances sur lequel ils sont établis. Dans l'appréciation de la maîtrise des phénomènes redoutés, il y a lieu de bien distinguer tous ces conservatismes.

Ne sont abordés dans la suite du présent chapitre que les critères relatifs au combustible dans le cœur du réacteur. Ces critères visent à éviter des ruptures de gaines, à conserver une géométrie refroidissable du cœur et à limiter les conséquences radiologiques calculées des conditions de fonctionnement.

De manière générale, pour chaque condition de fonctionnement, un objectif qualitatif est retenu pour traduire le niveau de dommage considéré comme acceptable pour le combustible. Il est décliné en exigences en regard des phénomènes physiques susceptibles de conduire à un tel dommage. Le respect de ces exigences est ensuite assuré par la vérification de critères, appelés critères techniques d'appréciation, qui correspondent à des paramètres calculables et représentatifs au mieux des phénomènes physiques redoutés.

Trois phénomènes physiques sont susceptibles de conduire à une perte d'intégrité de crayons combustibles (« ruptures de gaines »):

- la « crise d'ébullition » (dégradation brutale du refroidissement des crayons combustibles lorsqu'un film de vapeur continu se forme à leur surface) qui peut conduire à une augmentation excessive de température;
- la fusion, même partielle, de pastilles de combustible, voire de gaines;
- l'interaction entre pastilles et gaines (IPG), soit amplifiée (« assistée ») par un mécanisme de corrosion sous contraintes (IPG-CSC), soit purement de nature mécanique (ImPG); cette interaction est due à la dilation plus importante

---

347. À savoir ceux qui visent les situations normales de fonctionnement.

des pastilles par rapport aux gaines<sup>348</sup> en cas d'augmentation transitoire de puissance.

À l'égard de ces phénomènes, des critères quantitatifs sont définis (flux thermique à la paroi des gaines inférieur au flux conduisant à la crise d'ébullition [RFTC<sup>349</sup>], non-dépassement de la température de fusion des pastilles, respect d'une limite mécanique assurant l'absence de défaillance des gaines par interaction pastille-gaine...), qui permettent d'apprécier les dommages pouvant être subis par les crayons combustibles. Ces critères peuvent dépendre des caractéristiques des crayons, tout particulièrement du matériau de gainage.

Comme cela sera vu plus loin, une perte d'intégrité de crayons combustibles est tolérée pour certaines conditions de fonctionnement, sous réserve toutefois que le cœur reste refroidissable. La capacité de refroidissement du cœur suppose que sa géométrie soit globalement conservée avec une circulation d'eau suffisante dans les assemblages combustibles. Un gonflement (ou « ballonnement ») de crayons (par exemple en cas de perte de réfrigérant primaire) conduisant à une restriction excessive des passages du fluide entre les crayons ou une interaction thermodynamique entre particules chaudes de combustible éjectées de crayons rompus créant une explosion de vapeur d'eau sont des phénomènes susceptibles de mettre en cause le refroidissement du cœur ; la panoplie de critères retenus prend en compte ces risques.

Il est retenu que les conditions de fonctionnement de deuxième catégorie ne doivent pas mettre en cause l'intégrité des crayons combustible. Le système de protection et les spécifications techniques d'exploitation du réacteur doivent avoir été définis à cette fin.

Il est en revanche admis que les conditions de fonctionnement de troisième catégorie puissent amener des dommages limités au combustible du cœur du réacteur ; la fusion de la pastille de combustible au point chaud du cœur doit toutefois être limitée, et évitée pour le cas du réacteur EPR et pour les nouveaux projets de réacteurs (voir le guide ASN n° 22). Comme cela a été indiqué ci-dessus, les dommages affectant le combustible ne doivent pas mettre en cause le refroidissement du cœur ; un critère porte sur la température de gaine qui doit rester inférieure à une valeur permettant d'éviter la rupture des crayons fragilisés par leur oxydation excessive à haute température. De plus, pour limiter *in fine* les conséquences radiologiques, les concepteurs retiennent comme critère que le nombre de crayons combustibles entrant en « crise d'ébullition » soit inférieur à 5 % des crayons du cœur.

Enfin, pour ce qui concerne les conditions de fonctionnement de quatrième catégorie, le refroidissement du cœur ne doit pas non plus être mis en cause ; la fusion de

---

348. Il s'agit d'une mise en traction circonférentielle de la gaine par la pastille lors d'augmentations transitoires de puissance. Il est aussi à noter qu'un fonctionnement prolongé à puissance partielle peut conduire à imposer une contrainte supplémentaire à la gaine lors d'une augmentation transitoire de puissance ultérieure du fait d'un « conditionnement » plus défavorable avant le transitoire.

349. Rapport de flux thermique critique.

la pastille de combustible au point chaud du cœur doit rester limitée. Les concepteurs retiennent comme critère que le nombre de crayons combustibles entrant en « crise d'ébullition » soit inférieur à 10 % des crayons du cœur. Des critères spécifiques sont définis pour l'accident de perte de réfrigérant primaire (voir le chapitre 9), ainsi que pour l'accident d'éjection de grappe de contrôle (voir le chapitre 35).

Généralement, le nécessaire respect des critères techniques d'acceptation associés au combustible conduit les concepteurs à retenir<sup>350</sup> des exigences pour la conception des systèmes de protection et de sauvegarde du réacteur, ainsi que des limites d'exploitation du réacteur qui sont ensuite traduites dans les spécifications techniques d'exploitation; par exemple, pour l'accident de perte de réfrigérant primaire, la puissance linéique maximale dans le cœur du réacteur est limitée (on parle de « limite APRP ») et, pour l'éjection d'une grappe de contrôle, c'est la profondeur d'insertion des grappes de contrôle qui est limitée.

## **8.5. La notion de « situations de dimensionnement » pour les matériels**

Les conditions de fonctionnement concernent l'ensemble ou une partie de l'installation; elles doivent être distinguées des « situations » utilisées à l'étape de la conception qui consiste à dimensionner les matériels (l'expression adoptée est « situations de dimensionnement »). Les situations de dimensionnement sont issues des études et notamment de la simulation par le calcul des transitoires de pression, de température, de débit, de contrainte... associés non seulement aux conditions de fonctionnement de dimensionnement (ou de référence), mais aussi des événements du « domaine complémentaire » et des agressions d'origines interne et externe (pour certaines de ces situations de dimensionnement, l'expression « cas de charge » est aussi utilisée).

Les situations de dimensionnement (ou de référence) résultant de l'étude des conditions de fonctionnement, classées en quatre catégories, elles se trouvent naturellement classées, comme ces conditions elles-mêmes, en quatre catégories. L'ensemble de ces situations sert à ce qui peut être appelé le « dimensionnement conventionnel de base »<sup>351</sup>, traduction proche du terme anglais *basic design*, dorénavant appelé domaine de conception de référence (voir le guide ASN n° 22).

La réglementation des appareils à pression – qui concerne, pour les réacteurs à eau sous pression, tout particulièrement le circuit primaire principal (CPP) et le circuit secondaire principal (CSP)<sup>352</sup> – se réfère à une notion de situations un peu différente; elles seront précisées au paragraphe suivant.

Par ailleurs, des cumuls conventionnels de situations sont retenus; ils mettent en jeu principalement deux événements externes:

350. Dans un processus itératif de conception et de démonstration de sûreté.

351. Voir par exemple l'ouvrage « Démarche sûreté nucléaire pour la conception du palier 1450 MWe », Francis Vitton – EDF/SEPTEN.

352. Voir le focus du chapitre 2.

- la perte de l'ensemble des sources électriques externes (MDTE),
- le séisme, représenté par le séisme majoré de sécurité (SMS) – ou le séisme de dimensionnement (SDD<sup>353</sup>) –, ainsi que le séisme maximal historiquement vraisemblable (SMHV) – ou le demi-séisme de dimensionnement (DSD) –,

eux-mêmes combinés entre eux; en effet, comme cela a été indiqué plus haut, il apparaît logique de coupler un séisme important avec la défaillance des lignes de transport d'électricité qui ne sont pas dimensionnées pour résister à un tel phénomène.

Ainsi – et c'est l'un des aspects les plus notables des cumuls de situations – il a été retenu, pour certains matériels mécaniques véhiculant ou contenant un fluide sous pression et classés de sûreté<sup>354</sup>, de cumuler (quadratiquement) les chargements correspondant au séisme de dimensionnement (SDD) avec ceux qui correspondent aux situations résultant des conditions de fonctionnement de dimensionnement (catégories 1 à 4), y compris celles qui impliquent la défaillance d'un composant calculé pour résister au SDD<sup>355</sup>. En outre, la survenue différée, au moment le plus défavorable, d'une réplique du séisme, correspondant au demi-séisme de dimensionnement (DSD), peut aussi devoir être étudiée si cette réplique peut mettre en cause le retour du réacteur dans un état sûr.

On notera enfin que le terme « cumul », couramment utilisé, est relativement vague; le terme « combinaison » rend mieux compte de l'analyse nécessaire pour déterminer la chronologie respective des événements « cumulés » entre eux.

## **8.6. « Situations » à prendre en compte en application de la réglementation des appareils à pression<sup>356</sup>**

L'histoire de la réglementation relative aux appareils à pression et plus spécifiquement celle qui s'applique aux appareils utilisés dans les réacteurs nucléaires (équipements sous pression nucléaires), ainsi que quelques éléments relatifs à leur conception sont présentés au chapitre 2 et au paragraphe 7.5 du présent ouvrage. Quelques compléments sont fournis ci-après<sup>357</sup>.

La réglementation des appareils à pression se réfère à une notion de situations, définies à l'article 7 de l'arrêté du 26 février 1974; elles sont classées comme suit (et toujours en vigueur):

353. Le SDD peut être, comme cela est le cas pour le parc électronucléaire, une enveloppe du SMS des sites d'implantation des réacteurs; il en est de même pour le DSD par rapport au SMHV.

354. Il s'agit notamment des systèmes de sauvegarde et de leurs systèmes supports.

355. Tel que la rupture d'une tuyauterie primaire ou secondaire. Comme cela a été indiqué plus haut, pour les réacteurs précédant le palier N4, ce cumul n'était fait qu'avec les situations de quatrième catégorie. L'étude de ces cumuls de situations a été précisée en 1984 dans la règle fondamentale de sûreté IV.2.a.

356. Éléments établis en collaboration avec Simon Liu de l'ASN/DEP et Remy Catteau de l'ASN/DCN.

357. Le lecteur pourra également consulter sur ce sujet les articles BN3280V1 et BN3282V1 des Techniques de l'ingénieur, rédigés par Jean-Marie Grandmange (†), intitulés « Conception des enceintes sous pression », parties 1 et 2, de janvier 2008.

- situation de première catégorie: c'est la situation « *dans laquelle se trouverait l'appareil s'il était soumis à des actions constantes dans le temps, définies à partir des actions les plus sévères auxquelles est soumis l'appareil lorsqu'il se trouve dans les situations de deuxième catégorie définies ci-après [...] Les pressions et températures retenues pour définir la situation de première catégorie sont appelées pour chaque enceinte pression et températures de calcul* »;
- situations de deuxième catégorie: ce « *sont celles dans lesquelles peut se trouver l'appareil au cours du fonctionnement normal, c'est-à-dire tant en marche continue que pendant les régimes transitoires et les incidents courants de fonctionnement.* » Les transitoires normaux d'exploitation (suivi de charge...), les incidents de fréquence moyenne (arrêt automatique « simple », perte du vide au condenseur, déclenchement de la turbine...) sont retenus dans cette deuxième catégorie de situations, appelées aussi situations normales et perturbées;
- situations de troisième catégorie: il s'agit de situations exceptionnelles (« *circonstances accidentelles très peu fréquentes mais dont l'éventualité doit être envisagée* », par exemple la perte totale du débit de vapeur dans le circuit secondaire);
- situations de quatrième catégorie: il s'agit de situations accidentelles (qualifiées « *hautement improbables* », par exemple la rupture d'une tuyauterie principale du circuit primaire ou d'une tuyauterie principale de vapeur) dont il convient d'étudier les conséquences pour la sécurité de l'appareil.

Par rapport au classement des situations de dimensionnement issues des conditions de fonctionnement de l'analyse déterministe de sûreté, les situations normales et perturbées regroupent les situations de dimensionnement de deuxième catégorie, la situation de première catégorie étant une situation conventionnelle de référence. Les situations exceptionnelles et accidentelles sont à mettre en regard des situations de dimensionnement respectivement de troisième et quatrième catégories. Mais il peut arriver qu'un événement initiateur soit classé dans des catégories différentes en tant que situation mécanique pour l'application de la réglementation des appareils à pression et en tant que situation de dimensionnement au titre de l'analyse de sûreté déterministe.

L'arrêté du 26 février 1974 avait, dans son article 10, fixé des coefficients de sécurité que devaient satisfaire les « enceintes » des équipements sous pression (du circuit primaire principal) des réacteurs à eau sous pression à l'égard de certains mécanismes d'endommagement (à savoir la déformation excessive et l'instabilité plastique<sup>358</sup>).

358. On entend par déformation excessive l'existence d'une déformation rémanente significative après la suppression du chargement. Le seuil de chargement correspondant à la déformation excessive est celui pour lequel il y a une brusque augmentation de la cinétique de variation d'une dimension caractéristique de l'équipement pour une certaine augmentation du chargement appliqué, c'est-à-dire pour lequel apparaît une plastification généralisée de la paroi. Lorsque le chargement augmente au-delà du seuil de déformation excessive, différents effets antagonistes apparaissent, mais lorsque ce n'est plus le cas, l'équipement se déforme de façon instable ce qui peut conduire à sa « ruine ».

Le « constructeur » devait montrer que l'équipement ne subirait pas les dommages en question dans les situations obtenues en multipliant les chargements des situations préalablement définies par ces coefficients de sécurité (allant de 1,1 à 2,5 selon les catégories de situations définies ci-dessus et le mécanisme d'endommagement).

Si ces coefficients n'ont pas été repris dans les textes relatifs aux ESPN, étant dorénavant laissés à l'appréciation du concepteur, ils conservent bien évidemment une valeur de référence à l'égard de laquelle la sécurité d'un équipement (aussi bien du CPP que du CSP) peut être appréciée, aussi bien par le constructeur que par les organismes de sûreté (ils ont été introduits sous différentes formes dans le RCC-M).

## **8.7. L'évaluation des conséquences radiologiques des incidents, des accidents et des agressions**

La démonstration de sûreté nucléaire comporte *in fine* une évaluation des conséquences radiologiques des incidents et accidents postulés et, plus généralement, de l'ensemble des événements – agressions comprises – susceptibles d'affecter un réacteur électronucléaire et de conduire à des rejets radioactifs<sup>359</sup>.

Des évaluations de conséquences radiologiques sont ainsi réalisées dès les études de conception. Elles font l'objet d'une actualisation à l'occasion des réexamens périodiques dans le cadre d'une démarche globale visant à réduire autant que raisonnablement possible les rejets radioactifs, ainsi que leurs conséquences sur l'homme et sur l'environnement.

L'évaluation des conséquences radiologiques réalisée au titre de la démonstration de sûreté ne doit pas être confondue avec celles qui seraient réalisées dans le cadre de situations d'urgence réelles (gestion de crise), dans le but de mettre en œuvre, si besoin, des actions de protection des personnes du public (cet aspect est développé au chapitre 38).

Toute évaluation des conséquences radiologiques prend en compte :

- l'ensemble des substances radioactives concernées de l'installation et leurs conditions de relâchement,
- l'ensemble des voies de transfert de ces substances depuis leur source d'émission jusqu'à l'homme ou à des éléments d'intérêt de l'environnement (rivière, mer, cultures maraîchères...),
- l'ensemble des voies d'exposition pour toutes les personnes ou les éléments d'intérêt.

---

359. L'article 3.7 de l'arrêté du 7 février 2012 (« arrêté INB ») prescrit explicitement ces évaluations pour les conséquences potentielles, radiologiques ou non, des incidents et accidents. Le guide ASN n° 22 traitant de la conception des réacteurs à eau sous pression précise que les conséquences radiologiques des agressions internes et externes de référence qui conduit à des rejets radioactifs sont évaluées.

Les évaluations de conséquences radiologiques doivent couvrir l'ensemble des périodes de temps au cours desquelles des contaminations de l'environnement ou des expositions significatives peuvent exister à la suite de l'accident postulé.

Une évaluation des conséquences radiologiques comporte deux étapes principales: l'évaluation des rejets à partir de l'installation, puis l'évaluation des conséquences radiologiques de ces rejets en dehors de l'installation. Elle implique l'étude de la météorologie locale, dont la vitesse et la direction des vents, des nappes phréatiques et, en général, de l'hydrogéologie, ainsi que de la répartition de la population. Ces aspects ne sont pas détaillés dans le présent ouvrage.

De façon générale, les développements synthétiques qui suivent concernent aussi bien l'estimation des conséquences radiologiques des conditions de fonctionnement de dimensionnement, ou de référence, que celle des conditions de fonctionnement complémentaires (chapitre 13) ou des situations avec fusion du cœur (chapitre 17).

### **8.7.1. Évaluation des rejets à partir de l'installation**

L'évaluation des rejets sortant de l'installation et de leurs caractéristiques (en termes de nature des substances radioactives [isotopes], de quantités rejetées et de cinétique des rejets) repose sur la détermination:

- de la nature et des quantités de substances radioactives présentes dans le cœur du réacteur, dans des circuits, dans la piscine d'entreposage des assemblages combustibles ou dans des capacités (effluents de l'installation...);
- des taux de relâchement de ces substances au cours de la situation considérée: pour ce qui concerne le combustible, les taux de relâchement des différentes substances radioactives sont fortement dépendants non seulement de leur nature physico-chimique mais aussi des conditions auxquelles le combustible a été (avant la survenue de la situation considérée) et est soumis lors de cette situation, ainsi que de son état (solide, partiellement ou complètement fondu);
- des modes de transfert et de dépôt des substances radioactives dans les circuits et les bâtiments: selon la forme physico-chimique sous laquelle les substances radioactives parviennent dans les circuits ou les bâtiments, les conditions qu'ils rencontrent, leurs caractéristiques..., il peut éventuellement être tenu compte qu'une partie de ces produits se dépose dans les circuits ou les bâtiments;
- des taux de fuite vers l'atmosphère extérieure et, éventuellement, des filtrations correspondantes: le taux de fuite de radioactivité d'un bâtiment vers l'environnement dépend des pressions qu'il subit au cours du développement de la situation considérée, des systèmes de ventilation et de filtration éventuellement présents et de leur efficacité dans les conditions rencontrées. Une attention toute particulière doit être portée aux possibilités de fuites « directes »

vers l'environnement (c'est-à-dire contournant les barrières de confinement<sup>360</sup>). Pour un accident dans le bâtiment du réacteur, les conséquences radiologiques calculées dépendent fortement du taux de fuites « directes » retenu (puisque'il n'y a aucune filtration pour les rejets passant par les voies de fuites directes) ;

- de la durée des rejets, ainsi que de la hauteur d'émission (paramètre dont il faut tenir compte pour évaluer la dispersion atmosphérique des substances radioactives).

Une analyse de l'état ou du fonctionnement des structures, systèmes et composants de l'installation au cours de l'accident étudié doit ainsi être menée afin d'identifier l'ensemble des paramètres susceptibles d'avoir une influence sur les rejets à partir de l'installation. Pour chacun de ces paramètres, des hypothèses sont retenues par l'exploitant. L'« arrêté INB » mentionne que « *les hypothèses retenues pour le calcul des rejets doivent être raisonnablement pessimistes* ». Dans certains cas, des études de sensibilité sont réalisées en faisant notamment varier les valeurs des paramètres pour lesquels des incertitudes significatives existent.

L'évaluation des rejets à partir de l'installation lors d'un incident, d'un accident ou d'une agression est réalisée à partir de l'analyse déterministe décrite plus haut. Il est ainsi tenu compte des règles d'étude applicables (prise en compte d'un aggravant, cumul du manque de tension externe, délais d'intervention des opérateurs...). Si une étude spécifique de thermohydraulique est nécessaire pour caractériser les rejets (comme par exemple dans le cas de l'accident de perte de réfrigérant primaire, *a contrario* d'une évaluation ne portant que sur la rupture d'un réservoir contenant des substances radioactives), celle-ci doit être cohérente avec l'étude de thermohydraulique de la situation (hypothèses liées aux scénarios étudiés...). Enfin, les hypothèses relatives à l'installation prises en compte dans l'évaluation des conséquences radiologiques doivent être cohérentes avec les hypothèses et exigences de sûreté figurant dans le rapport de sûreté (exigences de conception, de classement...) et les règles générales d'exploitation (par exemple le taux de fuite maximal de l'enceinte de confinement en situations accidentelles).

Les rejets de substances radioactives peuvent se faire par voie atmosphérique sous forme gazeuse ou sous forme d'aérosols, vers des eaux de surface sous forme liquide. Pour ce qui concerne les eaux souterraines, des dispositions doivent être prises au stade de la conception des installations pour éviter<sup>361</sup> l'atteinte des nappes phréatiques.

En règle générale, il est supposé que, lorsque les gaines des crayons combustibles ne sont pas étanches, les gaz rares (xénon, krypton) sortent en totalité dans le circuit primaire et du circuit primaire dans le bâtiment du réacteur, sans aucune rétention (s'il n'y a pas fusion de combustible, seuls les gaz rares contenus dans les espaces situés entre les pastilles de combustible et les gaines sont considérés).

360. Les risques de bypasse de confinement dans les situations avec fusion du cœur sont abordés au chapitre 17.

361. Le retour d'expérience montre certaines contaminations de nappes phréatiques, notamment par du tritium ; mais elles ne résultent pas de conditions de fonctionnement ou d'agressions sur les installations concernées, mais d'inétanchéités.

Il n'en est pas de même pour les autres substances radioactives. Pour ce qui concerne l'iode<sup>362</sup>, contributeur important à l'exposition radiologique à court terme des personnes du public pour les accidents pouvant affecter les réacteurs électronucléaires, différents éléments sont à prendre en considération :

- sa forme physico-chimique: forme moléculaire gazeuse ( $I_2$ ), forme particulaire (c'est-à-dire aérosol, par exemple d'iodure de césium CsI), forme organique gazeuse (par exemple d'iodure de méthyle  $CH_3I$ ); l'iode organique est le plus difficile à retenir par les systèmes de filtration existants;
- les phénomènes ou mécanismes susceptibles de conduire à sa transformation, à son piégeage ou à son dépôt, selon sa forme physico-chimique.

En particulier, dans l'enceinte de confinement d'un réacteur à eau sous pression, l'iode gazeux sous forme moléculaire est adsorbé rapidement par les peintures des parois ou celles des équipements de cette enceinte pour créer de l'iode organique gazeux; sous l'effet des rayonnements, cet iode sous forme organique peut se transformer à son tour en oxydes d'iode, assimilés à des aérosols de très petite taille.

Dans le cas du fonctionnement du système d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement (accident de perte de réfrigérant primaire, situations avec fusion du cœur), cette aspersion va entraîner de l'iode gazeux sous forme moléculaire ainsi que sous forme d'aérosols vers les puisards, au sein desquels les aérosols pourront entrer dans des réactions chimiques complexes en produisant au final de l'iode gazeux sous forme moléculaire.

On ne développera pas plus ces sujets très complexes.

### **8.7.2. Évaluation des conséquences radiologiques des rejets hors de l'installation**

L'évaluation des conséquences radiologiques des rejets hors de l'installation suit les étapes suivantes :

- caractérisation appropriée de l'environnement du site (topographie, occupation des sols, hydrologie, météorologie...);
- identification des populations et des éléments d'intérêt de l'environnement (productions agricoles, ressources en eau...) susceptibles d'être impactées par les rejets; la population peut alors être décrite par des « personnes représentatives »<sup>363</sup> des groupes homogènes les plus exposés;

362. Le lecteur pourra à cet égard se reporter à l'ouvrage « Les accidents de fusion des réacteurs nucléaires de puissance – État des connaissances », D. Jacquemain *et al.*, Collection sciences et technique, IRSN/EDP Sciences, 2013, notamment au paragraphe 4.3.1.6.

363. Pour plus de précision sur cette notion, le lecteur pourra se reporter notamment à la publication 101a de la CIPR « Assessing Dose of the Representative Person for the Purpose of the Radiation Protection of the Public », Elsevier, 2006.

- identification des voies de transfert vers et dans l'environnement du ou des radionucléides et caractérisation de l'état de contamination des « personnes représentatives » (y compris par ingestion éventuelle de denrées alimentaires contaminées...) et de l'environnement (productions agricoles, ressources en eau...), ainsi que des expositions de ces personnes aux rayonnements directs;
- calcul des conséquences en termes de doses qui comprend l'identification des voies d'exposition des « personnes représentatives » et l'évaluation d'indicateurs dosimétriques exprimés en doses efficaces ou en doses équivalentes qui pourraient être reçues par ces personnes (doses à la thyroïde en particulier).

Il est à noter que les voies de transfert des radionucléides dans l'environnement et les voies d'exposition des personnes peuvent être différentes en fonction des phases de l'accident, de l'évolution de la contamination en fonction du temps, de la météorologie...

L'« arrêté INB » stipule que les évaluations portent sur l'estimation des doses auxquelles les personnes peuvent être exposées à court, moyen et long termes. L'échelle temporelle est définie en tenant compte de la cinétique des rejets et de l'ensemble des phénomènes qui en découlent en matière de contamination de l'environnement ou d'exposition radiologique des populations.

Ainsi, en cas de rejets radioactifs dans l'atmosphère, quatre mécanismes d'exposition radiologique peuvent être observés, de façon plus ou moins concomitante :

- les rejets d'éléments gazeux, notamment de gaz rares,
- les rejets sous forme d'aérosols,
- les dépôts au sol, en distinguant :
  - les dépôts constitués d'éléments radioactifs à vie courte (typiquement d'une période radioactive de l'ordre de la dizaine de jours, tel l'iode 131) dont l'impact sur l'environnement et les personnes est limité à quelques semaines ou quelques mois,
  - les dépôts d'éléments à vie plus longue (par exemple le césium 137, le plutonium 239...) qui peuvent persister dans l'environnement au-delà de la durée de vie d'un être humain.

Compte tenu des caractéristiques de ces mécanismes, différentes périodes de temps peuvent être distinguées dans l'évaluation des conséquences radiologiques des rejets.

Les transferts de substances radioactives dans l'atmosphère dépendent bien entendu des conditions météorologiques. Des hypothèses doivent donc être faites en termes de direction et de vitesse du vent, de gradient axial de température de l'air (qui conditionne la diffusion dans l'atmosphère), ainsi que de précipitations. Les évaluations ont longtemps été faites sur la base d'abaques (tels que ceux qui ont été mis au point dans les années 1970 et 1980 par R. Le Quinio et A. Doury), qui fournissaient des coefficients de transfert atmosphériques (CTA) pour différents jeux de conditions

météorologiques; le développement de logiciels de simulation performants permet aujourd'hui de procéder rapidement à des évaluations plus précises.

L'altitude des rejets est aussi à prendre en considération, un rejet supposé au niveau du sol étant de nature à maximiser les conséquences radiologiques à courtes distances (« champ proche »).

### **8.7.3. *Appréciation des conséquences radiologiques***

Les évaluations des conséquences radiologiques contribuent à la vérification du caractère adapté et suffisant des dispositions de maîtrise des risques, lors des études (généralement itératives) de conception d'un nouveau réacteur ou lors des études de modifications ou de réévaluations associées aux réexamens périodiques. Ces évaluations s'inscrivent dans une démarche de recherche continue d'améliorations de la sûreté, visant à réduire autant que raisonnablement possible les rejets radioactifs, ainsi que leurs impacts sur l'homme et sur l'environnement.

Dans cette optique, les résultats des évaluations de conséquences radiologiques peuvent être « situés » en regard d'objectifs radiologiques que s'est fixés l'exploitant (voir les paragraphes 6.2 et 8.1). Toutefois, comme cela a déjà été souligné plus haut, **le respect d'objectifs radiologiques ne permet pas à lui seul de se prononcer sur le caractère suffisant de dispositions de conception ou d'amélioration. En effet, d'une part, certaines dispositions de sûreté ne peuvent pas être appréciées par des évaluations des conséquences radiologiques, d'autre part, une démarche de réduction des conséquences radiologiques à des valeurs aussi faibles que raisonnablement possible doit toujours être menée. L'appréciation finale ne peut donc intervenir qu'au cas par cas en tenant compte des incertitudes.**

## **Annexe. Liste des transitoires, incidents et accidents de référence de l'EPR (Flamanville 3) concernant le réacteur et la piscine d'entreposage du combustible**

L'étude de certains transitoires, incidents et accidents ci-après est effectuée pour des états spécifiques du réacteur (ou domaines d'études), notés A à F (entre crochets), qui sont précisés à la fin de la présente annexe (voir aussi le paragraphe 20.2.1.1).

### **► Transitoires de référence : conditions de fonctionnement de catégorie 2 (PCC 2)**

- arrêt intempestif du réacteur [état A];
- défaillance du système d'alimentation en eau des générateurs de vapeur conduisant à une réduction de la température de l'eau alimentaire [états A, B];
- défaillance du système d'alimentation en eau des générateurs de vapeur conduisant à une augmentation du débit d'eau alimentaire [états A, B];
- augmentation excessive du débit de vapeur [état A];
- déclenchement de la turbine [état A];
- perte du vide au condenseur;
- perte totale des alimentations électriques externes de courte durée ( $\leq 2$  heures) [états A, C, D, E];
- perte de l'eau alimentaire normale des générateurs de vapeur (il s'agit de la perte de toutes les pompes principales d'alimentation en eau et de la pompe du système de démarrage et d'arrêt);
- perte d'une pompe primaire principale sans arrêt automatique du réacteur partiel;
- retrait incontrôlé d'un groupe de grappes de contrôle [état A];
- mauvais positionnement d'une grappe de contrôle, jusqu'à la chute de la grappe, sans tenir compte des dispositifs de limitation;
- démarrage d'une boucle primaire à l'arrêt à une température incorrecte [état A];
- dysfonctionnement du système de contrôle chimique et volumétrique conduisant à une diminution de la concentration de bore dans le circuit primaire [états A à E];

- dysfonctionnement du système de contrôle chimique et volumétrique conduisant à une augmentation ou une diminution de l'inventaire en eau du circuit primaire;
- transitoires de pression primaire (aspersion intempestive dans le pressuriseur, chauffage intempestif du pressuriseur);
- baisse incontrôlée du niveau d'eau dans le circuit primaire [états C3, D, E];
- perte d'un train du système de refroidissement à l'arrêt [états C3, D, E];
- perte d'un train de refroidissement PTR ou d'un système support du PTR [état A].

► **Incidents de référence: conditions de fonctionnement de catégorie 3 (PCC 3)**

- petite brèche ( $DN \leq 50$  mm) d'une tuyauterie du système d'alimentation en eau des générateurs de vapeur ou d'une tuyauterie de vapeur, incluant les ruptures des lignes connectées aux générateurs de vapeur ( $DN \leq 50$  mm) [états A, B];
- perte des alimentations électriques externes de longue durée ( $> 2$  heures) [état A];
- ouverture intempestive d'une soupape du pressuriseur [état A];
- ouverture intempestive d'une vanne de contournement à l'atmosphère ou d'une soupape d'un générateur de vapeur [état A];
- petites brèches du circuit primaire [états A, B];
- rupture d'un seul tube de générateur de vapeur [état A];
- fermeture intempestive d'une ou de toutes les vannes d'isolement de la vapeur;
- non-conformité du cœur (il s'agit du chargement et de l'exploitation intempestifs d'un assemblage combustible dans une position inappropriée);
- réduction forcée du débit primaire (4 pompes);
- défaillances des circuits de traitement des effluents liquides ou gazeux;
- retrait incontrôlé d'un groupe de grappes de contrôle [états B, C, D];
- retrait incontrôlé d'une grappe en puissance;
- rupture d'une ligne véhiculant du fluide primaire à l'extérieur de l'enceinte de confinement (par exemple ligne d'échantillonnage nucléaire);
- perte des alimentations électriques ( $> 2$  heures): aspect refroidissement de la piscine du BK [état A];
- perte d'un train de refroidissement du PTR ou d'un système support du PTR [état F];
- rupture d'une tuyauterie isolable d'un circuit connecté à la piscine du BK [états A à F].

### ► Accidents de référence : conditions de fonctionnement de catégorie 4 (PCC 4)

- perte des alimentations électriques externes de longue durée (> 2 heures) [état C];
- rupture d'une tuyauterie de vapeur;
- rupture d'une tuyauterie d'eau alimentaire des générateurs de vapeur;
- ouverture intempestive d'une vanne de contournement à l'atmosphère ou d'une soupape d'un générateur de vapeur [état B];
- éjection d'une grappe de contrôle [états A, B];
- brèche intermédiaire ou grosse brèche du circuit primaire [états A, B];
- petite brèche primaire (DN ≤ 50 mm) [états C, D, E];
- défaillance d'une pompe primaire (rotor bloqué);
- rupture de l'arbre d'une pompe primaire;
- rupture de deux tubes d'un générateur de vapeur [état A];
- accident de manutention du combustible;
- dilution de bore suite à la rupture non isolable d'un tube d'échangeur de chaleur [états C à E];
- brèche isolable du circuit de refroidissement à l'arrêt à l'intérieur ou à l'extérieur de l'enceinte de confinement (DN ≤ 250 mm) [états C, D, E];
- petite brèche primaire non isolable (DN ≤ 50 mm) ou brèche isolable du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (DN ≤ 250 mm), aspect vidange de la piscine [état E];
- défaillance multiple des systèmes dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN) et le bâtiment de traitement des effluents (BTE) sous séisme.

Cette liste de transitoires, incidents et accidents fait référence aux états et sous-états d'un réacteur, définis notamment comme suit dans les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression » :

- État A: état en puissance et état d'arrêt à chaud ou intermédiaire avec toutes les fonctions de protection automatique du réacteur disponibles; certaines fonctions peuvent être désactivées à basse pression.
- État B: arrêt intermédiaire avec l'eau du circuit primaire à une température supérieure à 120 °C, système de refroidissement à l'arrêt non connecté; certaines fonctions de protection automatique du réacteur peuvent être désactivées.

- État C: arrêt intermédiaire et arrêt à froid avec le système de refroidissement à l'arrêt en fonctionnement et le circuit primaire fermé ou pouvant être refermé rapidement. Les sous-états regroupés sous l'appellation C3, qui apparaît dans la liste ci-dessus, correspond à des situations dans lesquelles le CPP est fermé avec le niveau d'eau situé «entre pressuriseur plein et  $\frac{3}{4}$  boucle», ou le CPP entrouvert (*a minima* la ligne d'évent du pressuriseur ouverte) et le niveau d'eau «supérieur ou égal à  $\frac{3}{4}$  boucle»); dans ces situations, 3 trains sur 4 du système RIS-RA sont raccordés («en marche») au CPP.
- État D: arrêt à froid avec le circuit primaire ouvert.
- État E: arrêt à froid avec la piscine du réacteur pleine.
- État F: arrêt à froid avec le cœur du réacteur complètement déchargé.