

# Chapitre 8

## Les accidents de référence retenus pour les réacteurs de recherche français

---

### 8.1. Définition et exemples

Les accidents de référence<sup>233</sup> pris en compte pour les réacteurs de recherche français sont les accidents, d'origine interne (défaillances de matériels, erreurs...), qui sont considérés comme étant susceptibles d'avoir les conséquences les plus sévères sur l'intégrité d'éléments combustibles ou du cœur du réacteur tout entier. Ils ont un caractère très improbable, car ils supposent la survenue de défaillances multiples. Ainsi, pour certains d'entre eux, la défaillance de l'arrêt d'urgence (insertion des éléments absorbants dans le cœur) est postulée<sup>234</sup>, ou bien celui-ci serait inefficace compte tenu de la rapidité de l'accident.

---

233. La signification ici donnée à l'expression « de référence » pour ces accidents dans les réacteurs de recherche (français) est à distinguer de celle des transitoires, incidents et accidents de référence définis dans les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée », établies par le GPR et les groupes d'experts allemands et utilisées pour l'EPR. Ces transitoires, incidents et accidents aussi appelés « de référence » sont répartis en quatre catégories selon les fréquences estimées des groupes d'événements qu'ils représentent ; ils correspondent aux « conditions de fonctionnement » des catégories 1 à 4.

234. Les transitoires avec défaillance de l'arrêt d'urgence sont aussi désignés ATWS (*Anticipated Transients Without Scram*) selon la terminologie anglo-saxonne utilisée pour les réacteurs de puissance. Leur étude s'est imposée après l'accident de Three Mile Island survenu en 1979.

Les accidents de référence retenus pour les réacteurs de recherche français sont en majorité des accidents d'insertion<sup>235</sup> de réactivité dans le cœur. Les autres peuvent être des pertes de refroidissement ou le dénoyage d'éléments combustibles.

Les accidents de référence participent à la conception même du confinement des réacteurs, ou tout au moins à la vérification des choix de conception adoptés pour leur confinement. En effet, d'autres sollicitations, d'origine externe, sont prises en compte pour la conception du confinement ou sa vérification : séisme, chute d'avion, explosion externe... Le terme confinement recouvre la troisième « barrière » de confinement, constituée, en partie supérieure, par les superstructures du bâtiment du réacteur et, en partie inférieure et selon les configurations, par le plancher de la (ou des) piscine(s) et de locaux en sous-sol, par le radier, ainsi que par des circuits et équipements associés au confinement dynamique et qui traversent les parois du bâtiment du réacteur, tels que les circuits de ventilation, les dispositifs de filtration des rejets... Les traversées d'autres circuits (circuits participant au refroidissement du réacteur par exemple) sont aussi à considérer. Au stade de la conception, les études définissent précisément les exigences fonctionnelles et les caractéristiques techniques des équipements participant au confinement d'un réacteur : épaisseurs de parois en béton, taux de ferrailage, valeurs de précontrainte de câbles, épaisseurs de revêtements métalliques de piscines, matériaux utilisés, types de soudures retenus, débits de ventilation, efficacité de dispositifs de filtration avant rejet dans l'environnement...

Pour les réacteurs de type piscine utilisant du combustible composé d'uranium et d'aluminium<sup>236</sup> (OSIRIS, ORPHEE, RHF, RJH), l'accident de type BORAX — dont les principaux aspects seront exposés au paragraphe suivant — constitue un accident de référence. Mais, pour ces réacteurs, d'autres accidents de référence peuvent aussi être étudiés : bouchage de canaux d'eau situés entre des plaques combustibles, fusion à l'air d'un élément combustible (en cours de manutention, en cas de dénoyage) ; il ne s'agit plus alors d'accidents de réactivité, mais d'accidents de refroidissement entraînant plus ou moins rapidement une fusion de combustible. Les accidents de fusion de combustible à l'air sont généralement ceux qui ont les conséquences radiologiques les plus importantes (rayonnement externe par l'enceinte, transfert de radionucléides dans l'environnement) ; ce sont ces accidents qui de fait mettent le plus en jeu la capacité de confinement du bâtiment du réacteur au niveau de ses superstructures, l'accident de type BORAX sollicitant généralement<sup>237</sup> davantage les parois de la piscine du réacteur.

Pour un réacteur tel que le RHF implanté à proximité immédiate de la ville de Grenoble, les résultats des études des accidents de référence (fusion de combustible sous

235. Il est rappelé à nouveau ici que les expressions « insertion », « injection », « introduction » ou « apport » sont indifféremment utilisées. L'expression « excursion de puissance » désigne le transitoire de puissance provoqué par une insertion de réactivité.

236. Il a été vu paragraphe 2.1 que tous les combustibles de formule  $UAl_x$ ,  $U_3Si_2$  et  $UMo_x$  contiennent également de l'aluminium, ajouté à la fin de l'opération de broyage avec la poudre de combustible.

237. Hormis, pour l'accident de type BORAX, en cas de possibilité d'une gerbe d'eau ou de marteau d'eau sous le dôme du bâtiment du réacteur.

eau, fusion de combustible à l'air) sont particulièrement importants pour apprécier le caractère acceptable de la conception de l'installation, et notamment du confinement.

Les accidents de référence retenus aujourd'hui<sup>238</sup> pour les réacteurs de recherche français autres que ceux de type piscine sont succinctement précisés ci-après.

### ► Réacteurs EOLE et MINERVE

Pour le réacteur EOLE, l'accident de référence qui a été retenu est la remontée intempestive d'un élément de contrôle alors que le réacteur est en fonctionnement, avec une défaillance postulée de l'arrêt d'urgence (les éléments de sécurité ne sont pas introduits dans le cœur). L'insertion de réactivité qui en résulte ne conduit pas à la fusion de combustible ( $\text{UO}_2$ ).

Pour le réacteur MINERVE, l'accident de référence retenu est une divergence du réacteur (démarrage) avec un assemblage anormalement constitué (trop puissant) chargé par erreur dans le cœur du réacteur, avec défaillance de l'arrêt d'urgence. Cela entraîne une insertion de 1 000 pcm en environ 1 seconde, sans entraîner de fusion de combustible.

### ► Réacteur MASURCA

Pour le réacteur MASURCA, l'accident de référence retenu est une divergence du réacteur avec un assemblage anormalement constitué (trop puissant) chargé par erreur dans le plus gros cœur envisagé pour le réacteur<sup>239</sup>, avec défaillance de l'arrêt d'urgence. L'insertion de réactivité est de  $4,9 \text{ } \$^{240}$  en 10 secondes. L'exploitant avait initialement considéré que ce scénario pouvait être exclu compte tenu des défaillances successives qu'il suppose, mais l'IRSN a estimé que cela était difficilement justifiable, compte tenu du fait que sa prévention repose en grande partie sur des dispositions de nature organisationnelle. Un tel accident ne mène pas à la fusion du combustible, mais, compte tenu des températures atteintes, le sodium solide contenu dans les réglettes fond<sup>241</sup>. L'IRSN a estimé que, compte tenu du nombre important de réglettes concernées dans le cœur du réacteur, il n'est pas possible d'écarter la présence de défauts latents dans le gainage de quelques-unes d'entre elles. L'éjection de sodium liquide hors de ces réglettes entraînerait dès lors un feu de sodium au contact de l'air de refroidissement du cœur. En définitive, l'évaluation des conséquences radiologiques (et chimiques) de l'accident a été faite en supposant un feu impliquant 1 % du sodium présent dans le cœur du réacteur. Le gainage des réglettes de combustible situées à proximité de réglettes de sodium en feu est supposé défaillant, ce qui conduit à un relâchement de radioactivité (représentant environ 4 TBq) dans le bâtiment du réacteur (dont des produits de fission). L'évaluation

---

238. Ils ont évolué au fil des réexamens de sûreté.

239. Il est en effet possible de charger dans MASURCA des cœurs de différentes tailles.

240. Pour les réacteurs à neutrons rapides ou la maquette MASURCA, utilisant du plutonium, il est courant de se référer au « dollar » ( $\text{\$}$ ), correspondant à la proportion de neutrons différés (voir le paragraphe 7.1 dans lequel sont indiquées quelques valeurs pour différents types de réacteurs et de combustibles). Il s'agit, en cas d'insertion de réactivité, du seuil de réactivité à partir duquel une réaction en chaîne diverge par les seuls neutrons prompts.

241. Le sodium fond à une température d'environ 98 °C.

des conséquences radiologiques d'un tel accident dans l'environnement a conduit l'Autorité de sûreté nucléaire à demander à l'exploitant d'étudier différentes dispositions de nature à les réduire (pilotage de la ventilation de l'enclume de confinement, de la ventilation de repli, reprise de fuites...) et d'évaluer les risques toxiques dus aux aérosols de sodium notamment pour les opérateurs qui seraient amenés à faire des rondes dans l'installation avant le déclenchement du dispositif d'extinction du feu de sodium par de l'argon.

### ► Réacteur CABRI

L'accident de référence retenu pour le réacteur CABRI est un accident de surpuissance en fonctionnement, résultant de la défaillance simultanée des quatre vannes de décompression des barres d'hélium 3 (deux vannes à ouverture « rapide » et deux vannes à ouverture « lente » – voir le paragraphe 5.2), avec défaillance de l'arrêt d'urgence, ce qui conduit à une insertion de réactivité de 2 100 pcm en 20 ms. La puissance du réacteur augmente jusqu'à un pic de l'ordre de 25 GW, les contre-réactions neutroniques conduisant à une décroissance rapide de la puissance. L'étude du scénario réalisée par l'exploitant montre, d'une part que la température des crayons de combustible du cœur nourricier augmente mais n'atteint pas la température de fusion de l' $\text{UO}_2^{242}$ , d'autre part que les critères mécaniques retenus à l'égard du risque de rupture de gaine ne sont pas atteints lors du transitoire.

## 8.2. L'accident de type BORAX — principaux aspects

L'accident de type BORAX est retenu en France comme accident de référence pour les réacteurs de recherche de type piscine utilisant du combustible métallique sous forme de plaques (âmes) à base d'uranium et d'aluminium, comprises entre deux feuilles minces d'aluminium assurant le rôle de gainage. Pour un tel combustible, la fusion commence avec celle de l'aluminium, à 660 °C.

L'accident survenu en 1961 dans le réacteur américain SL-1 (*Stationary Low Power Reactor Number One*<sup>243</sup>), ainsi que des expériences réalisées aux États-Unis dans les années 1950 et 1960, ont montré que de tels réacteurs pouvaient être le siège, en cas d'apport soudain et important de réactivité, de phénomènes explosifs résultant de la dégradation, voire de la fusion rapide d'une partie du cœur du réacteur. Ce type d'accident est depuis appelé accident de type BORAX, du nom des (cinq) réacteurs du même nom de l'ANL (Argonne National Laboratory) dans l'état d'Idaho (*National Reactor Testing Station*<sup>244</sup>), avec lesquels furent menées des expériences sur ce type d'accident.

Les circonstances de l'accident du réacteur SL-1 sont rappelées succinctement ci-après, avec les enseignements qui ont pu en être tirés. Les phénomènes mis en jeu

242. Il sera vu au paragraphe 10.1.1 que les rampes lentes étaient en fait plus dommageables pour le combustible du cœur, ce qui n'avait pas été identifié, mais des rampes lentes ne seront plus effectuées dans CABRI.

243. Réacteur stationnaire de faible puissance n° 1.

244. Station nationale d'essais de réacteurs.

dans ce type d'accident et la façon dont ils sont pris en compte pour la conception de réacteurs de recherche de type piscine<sup>245</sup> seront ensuite précisés.

### **8.2.1. L'accident du réacteur SL-1**

Le réacteur SL-1 était un réacteur expérimental de l'armée américaine construit sur le site du laboratoire national de l'Idaho<sup>246</sup>, à environ 65 km à l'ouest d'Idaho Falls, dans le cadre d'un programme visant à développer des réacteurs électrogènes permettant d'alimenter des sites isolés comme ceux de stations de radars de surveillance. Il a été mis en service le 11 août 1958. La puissance thermique maximale de ce réacteur était de 3 MW et il pouvait délivrer une puissance électrique de 200 kW. Le cœur de ce réacteur était composé d'une centaine de plaques à base d'uranium et d'aluminium, gainées d'aluminium, regroupées en assemblages ; le combustible était fabriqué au laboratoire national d'Argonne. L'uranium était enrichi à 93 % en isotope 235. Le réacteur était équipé de neuf barres absorbantes à base de cadmium. L'eau située dans la cuve (fermée) servait à la fois de réfrigérant et de modérateur.

À la fin du mois de décembre 1960, une maintenance des barres absorbantes a été décidée, à la suite de divers coincements ayant affecté ces barres. Pour cette maintenance, le réacteur a été arrêté ; les barres ont été mises en position basse et déconnectées de leurs mécanismes de commande.

Dans l'après-midi du 3 janvier 1961, une fois la maintenance terminée, une équipe a reconnecté les mécanismes à leurs barres respectives, en vue du redémarrage du réacteur.

À 21 h, trois postes d'incendie ont reçu des signaux d'alarme provenant du bâtiment du réacteur. Ces alarmes ne permettaient pas de distinguer s'il s'agissait d'un incendie ou d'un niveau anormal de rayonnement. À leur arrivée sur les lieux, les équipes d'intervention n'ont constaté ni dégât visible ni signe d'incendie. Toutefois, des débits de dose très élevés ont été détectés à l'entrée dans le bâtiment du réacteur, avec des valeurs d'environ 1 000 rad/heure (10 Gy/h) dans le hall du réacteur. Deux personnes ont été trouvées inertes auprès du réacteur, une troisième avait été projetée au plafond du bâtiment avec une barre absorbante. Deux de ces trois personnes ont été tuées sur le coup, la troisième décédera deux heures après l'accident, au cours de son transfert à l'hôpital.

Les inspections effectuées, notamment à l'aide d'un robot, ont permis d'établir que seule la barre absorbante en position centrale du cœur avait été éjectée. Les autres barres absorbantes étaient restées dans le cœur, qui a subi une forte déformation radiale. Un bouchon de protection radiologique avait été éjecté jusqu'au plafond du bâtiment. L'état du cœur est visible sur la figure 8.1. La cuve a résisté à l'accident, de même que le bâtiment du réacteur.

---

245. Pour plus de détail, le lecteur pourra s'il le souhaite consulter l'ouvrage édité en 2011 par l'IRSN : « Prise en compte des accidents de type "BORAX" pour les réacteurs de recherche », Collection documents de référence, IRSN 2010/128, disponible sur [www.irsn.fr](http://www.irsn.fr).

246. Idaho National Laboratory (INL).



Figure 8.1. Vue du cœur du réacteur SL-1 après l'accident de réactivité survenu en 1961 ; trois des mécanismes de barres sont visibles. © INL.

L'hypothèse la plus généralement retenue pour expliquer l'accident est qu'une barre absorbante s'était coincée et qu'un opérateur a voulu la décoincer à la main, mais a mal dosé son effort. La barre ayant été montée sur une trop grande hauteur, le seuil d'emballement de la réaction en chaîne a été dépassé, conduisant à l'explosion du réacteur. Il a été estimé, notamment du fait de la présence d'un isotope à vie courte de l'yttrium sur les vêtements des opérateurs décédés, que la puissance thermique du réacteur a pu atteindre transitoirement environ 20 000 MW lors de l'accident<sup>247</sup>. D'après les dommages observés, il a pu être estimé que la pression dans la cuve avait dépassé 30 bars.

La décontamination du bâtiment du réacteur SL-1 durera plus d'un an. Les débris du réacteur ont été totalement évacués et le bâtiment a été rasé en 1962.

Les sauveteurs les plus exposés ont reçu une dose estimée de l'ordre de 30 rad (0,3 Gy). Il n'y a pas eu de conséquences radiologiques significatives en dehors du bâtiment dans lequel la quasi-totalité (99,99 %) de la radioactivité serait restée confinée (figure 8.2). Sous le vent, l'impact radiologique sur les plantes est resté faible et aucune contamination n'a été détectée dans les eaux souterraines.

Les éléments disponibles sur cet accident font ressortir que l'une des préoccupations des organisateurs des secours a été, outre d'assurer la protection radiologique des intervenants, d'éviter tout risque d'un deuxième accident nucléaire, en s'assurant qu'il restait suffisamment de barres absorbantes dans le cœur du réacteur et que le bouchon éjecté ne risquait pas de retomber sur celui-ci.

247. Avec un nombre total de fissions de  $1,5 \cdot 10^{18}$ .



Figure 8.2. Mesure de la contamination des sols au voisinage du réacteur SL-1. © INL.

### 8.2.2. Principaux enseignements tirés de l'accident du réacteur SL-1

L'accident du réacteur SL-1, ainsi que les résultats des essais réalisés aux États-Unis en 1954 dans le réacteur BORAX-1 puis en 1962 dans le réacteur SPERT-1 (voir le tableau 8.1 à la fin du présent chapitre), ont montré que les réacteurs de recherche refroidis par de l'eau et utilisant un combustible à base d'uranium et d'aluminium pouvaient, en cas d'apport soudain et important de réactivité, être le siège de deux mécanismes à caractère explosif résultant de la dégradation, voire de la fusion rapide, d'une partie du cœur (les deux mécanismes peuvent éventuellement coexister) suivants :

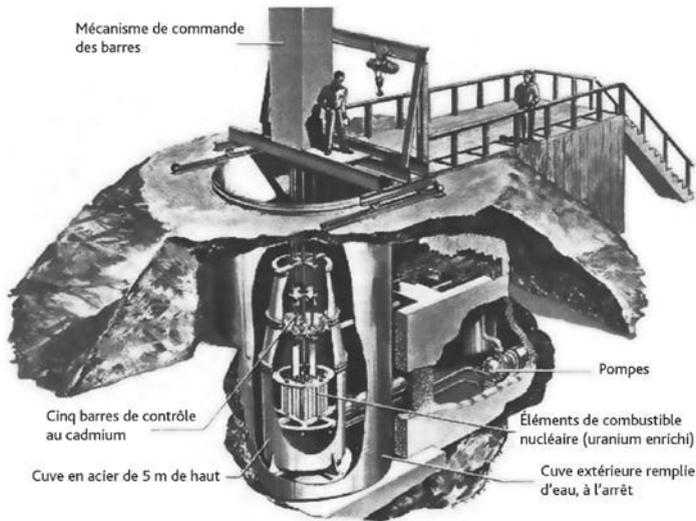
- une vaporisation brutale d'eau (explosion de vapeur),
- une vaporisation brutale de l'aluminium.

Ces phénomènes peuvent se traduire par la création d'ondes de choc et la détente de bulles dans l'eau du circuit primaire et, pour les réacteurs de type piscine, dans cette piscine. Ces bulles peuvent contenir des gaz non condensables (par exemple de l'hydrogène provenant de l'oxydation de l'aluminium ou de dispositifs expérimentaux), susceptibles d'amplifier les effets mécaniques résultant de la détente des bulles de vapeur – se traduisant par une « impulsion<sup>248</sup> » sur les structures.

Ce type d'accident peut entraîner :

- une dégradation importante du bloc-pile, du circuit primaire, des parois de la piscine du réacteur ;

248. Caractérisée par un profil temporel de pression, avec la valeur du pic et la durée.



**Figure 8.3.** En haut, schéma du réacteur BORAX-1. © DR. En bas, photographie prise lors de l'essai destructif final du réacteur BORAX-1. © Argonne National Laboratory (*creative commons*).

- une dégradation de la partie inférieure du confinement (fond de la piscine du réacteur), du fait des effets thermiques des matériaux fondus qui peuvent s'y accumuler ;
- un transfert d'eau dans le bâtiment du réacteur du fait d'une explosion de vapeur, susceptible d'impacter le plafond du bâtiment du réacteur (effet « marteau d'eau ») avant de retomber dans la piscine. Une partie de cette eau transférée dans le bâtiment du réacteur peut être pulvérisée en formant une gerbe d'eau ;

- une augmentation des températures et des pressions de l'atmosphère du bâtiment du réacteur, du fait notamment des échanges thermiques avec la gerbe d'eau et avec les gaz rares et les produits de fission volatils relâchés dans le bâtiment, avec éventuellement des particules ou des fragments de combustible entraînés ;
- de très forts débits de dose dans le bâtiment du réacteur, et éventuellement à l'extérieur ;
- des rejets radioactifs dans l'environnement.

### **8.2.3. *Prise en compte de l'accident de type BORAX en France***

#### **8.2.3.1 Considérations générales**

En France, la possibilité d'un accident de type BORAX a été systématiquement retenue pour la conception du confinement des réacteurs de recherche refroidis par de l'eau et utilisant du combustible à base d'uranium et d'aluminium.

La prise en compte de cet accident comprend :

- la définition des dispositions visant à le rendre très improbable, en considérant tous les initiateurs possibles d'une insertion de réactivité dans le cœur du réacteur ;
- la détermination d'un accident enveloppe, permettant d'en définir les conséquences envisageables au sein même de l'installation ;
- l'évaluation de ces conséquences afin de vérifier le respect des exigences fonctionnelles requises dans une telle situation pour les différents équipements participant au maintien du cœur sous eau (après la phase initiale au cours de laquelle il peut de produire une gerbe d'eau) et au confinement (bâtiment du réacteur, cuvelages et piscines, systèmes de ventilation et de filtration, systèmes de refroidissement post-accidentel...).

Dans le but d'assurer un confinement robuste du réacteur à un accident de type BORAX, les caractéristiques retenues pour cet accident doivent être suffisamment majorantes ou enveloppes.

Les initiateurs considérés sont, par exemple, l'éjection d'un ou de plusieurs éléments absorbants, l'insertion de réactivité associée au retrait intempestif d'un dispositif expérimental absorbant.

La prise en compte de l'accident de type BORAX pour la conception des réacteurs de recherche de type piscine et utilisant du combustible à base d'uranium et d'aluminium demeure nécessaire dès lors qu'un accident de réactivité reste envisageable. À cet égard, il convient de noter que :

- les réacteurs concernés sont, de par leurs missions, des installations offrant une certaine variété de modalités d'utilisation de façon à permettre, souvent simultanément, la réalisation de programmes expérimentaux, la production de radioisotopes... De nombreuses manipulations peuvent être réalisées dans le cœur du réacteur ou à sa proximité ;

- ces réacteurs peuvent être amenés à connaître des modifications dans le temps de leurs missions ou de leurs équipements. Les expériences souhaitées peuvent nécessiter l'installation de systèmes supports dédiés susceptibles de créer des risques qui n'ont pas été considérés explicitement lors de la conception initiale du réacteur (par exemple, utilisation de gaz sous pression). La prise en compte dès la conception initiale d'un accident enveloppe de type BORAX est de nature à faciliter de telles évolutions ultérieures ;
- ces réacteurs peuvent utiliser des équipements spécifiques pour lesquels il n'existe pas de données de fiabilité ou qui ne bénéficient pas d'un retour d'expérience important ;
- pour certains de ces réacteurs, les facteurs organisationnels et humains peuvent avoir une importance particulière pour la prévention des incidents et des accidents. Même si des enseignements ont été tirés de l'accident du réacteur SL-1 et des accidents majeurs qui ont affecté des réacteurs de puissance (notamment Three Mile Island et Tchernobyl), la possibilité d'erreurs humaines subsiste et les chances de récupération de telles erreurs ne sont pas aisément appréciables. Plus généralement, la robustesse des lignes de défense organisationnelles n'est pas aisément évaluable. Enfin, comme cela a été indiqué au paragraphe 7.2.3, la coexistence dans l'installation de deux types de personnels (exploitants et expérimentateurs), ayant chacun ses propres objectifs, peut créer une situation complexe, en particulier lors des phases expérimentales où ces deux types de personnes sont en interaction permanente.

### 8.2.3.2 Aspects et paramètres-clés

Un certain nombre d'aspects et de paramètres relatifs à l'accident de type BORAX sont de première importance pour la conception et le dimensionnement d'un réacteur de type piscine utilisant du combustible à base d'uranium et d'aluminium :

- la détermination de l'énergie thermique « déposée » dans le cœur du réacteur, censée constituer une enveloppe pour les accidents de réactivité envisageables dans ce réacteur ;
- les conditions de déclenchement d'une explosion de vapeur par transfert de chaleur entre le combustible fondu et l'eau ;
- l'évaluation des pressions qui peuvent en résulter ;
- l'évaluation des chargements thermomécaniques (ondes de choc, poussée d'eau par détente de bulles...) auxquels sont soumises les structures participant au confinement (y compris la piscine), ainsi que les éventuels dommages qui peuvent en résulter ;
- le refroidissement post-accidentel des matériaux fondus qui peuvent s'écouler au fond de la piscine, voire dans les parties inférieures du bâtiment du réacteur au travers des singularités (traversées des mécanismes d'éléments absorbants...) ;

- les risques d'un nouvel accident de réactivité (« recriticité » ou « retour en criticité »), notamment par réarrangement de combustible (fondu ou solide) ;
- les conséquences radiologiques correspondantes à la suite de transferts de radionucléides du cœur au bâtiment qui l'abrite, puis de ce bâtiment vers l'environnement.

Comme pour les accidents de fusion du cœur des réacteurs à eau sous pression, la caractérisation et la quantification des différentes conséquences d'un accident de type BORAX sont complexes, du fait du grand nombre de phénomènes – mis en jeu de façon simultanée –, de la géométrie des équipements (cuve ou caisson du cœur du réacteur, circuit primaire, réflecteur, dispositifs expérimentaux, cuvelage de la piscine, parois en béton de celle-ci...). Ainsi, pour pouvoir statuer au cours de la phase de conception d'un nouveau réacteur quant au bien-fondé des hypothèses fondamentales retenues pour la conception des éléments participant au confinement des produits radioactifs, une démarche peut consister à utiliser, pour chacun des effets de l'accident pris séparément les uns des autres (ondes de choc et détente de bulles sur les parois latérales de la piscine, « marteau d'eau » et gerbe d'eau en partie supérieure, conséquences radiologiques dans l'environnement...), des outils d'évaluation spécifiques – associés à des hypothèses suffisamment conservatives – permettant d'estimer ces effets avec des marges suffisantes.

L'absence de prise en compte de certains effets, par exemple d'une gerbe d'eau ou d'un « marteau d'eau » sous le plafond du bâtiment du réacteur, peut s'appuyer sur des expériences représentatives.

Dans le cadre du présent ouvrage, ne seront développés que deux des aspects importants de l'accident de type BORAX : le « dépôt » d'énergie thermique dans le cœur du réacteur et l'explosion de vapeur, en faisant ressortir essentiellement les principaux points d'attention à leur égard.

### ► La notion de dépôt d'énergie dans le cœur du réacteur

Le transitoire de puissance qui résulte d'une insertion de réactivité dans le cœur d'un réacteur peut être caractérisée par divers paramètres : la puissance maximale atteinte, la durée du transitoire jusqu'au retour aux conditions initiales, ou encore l'intégrale de la puissance sur cette durée, qui correspond à ce qu'il est d'usage d'appeler l'énergie (thermique) déposée dans le cœur du réacteur. Ce dernier paramètre revêt une importance toute particulière dans les études de conception et de dimensionnement d'un réacteur de recherche pour lequel la possibilité d'un accident de type BORAX est retenue, car il détermine en grande partie l'ampleur de l'explosion de vapeur qui peut en découler, et donc les conséquences pour le réacteur et notamment les éléments participant à son confinement.

Il est à noter que pour les derniers réacteurs de recherche construits en France au XX<sup>e</sup> siècle, à savoir le réacteur à haut flux (RHF) à Grenoble, puis le réacteur ORPHEE à Saclay, une approche forfaitaire a été adoptée : un dépôt d'énergie de 135 MJ a été retenu, correspondant à la fusion de la totalité du cœur du réacteur supposé porté à une

température de l'ordre de 800 °C au cours du transitoire de réactivité. Ces valeurs ont été considérées, à l'époque de la conception de ces réacteurs, comme une enveloppe raisonnable, sur la base des enseignements tirés de l'accident du réacteur SL-1 et des essais réalisés dans les réacteurs BORAX-1 et SPERT-1.

En fait, l'énergie thermique à retenir doit être évaluée en fonction des spécificités du réacteur, notamment en fonction de la quantité de combustible dans son cœur, cela d'autant plus que les données expérimentales relatives à l'accident de type BORAX, qui proviennent essentiellement du retour d'expérience de l'accident du réacteur SL-1 et des essais réalisés dans les réacteurs BORAX-1 et SPERT-1, ne font pas apparaître de phénomènes qui limiteraient le dépôt d'énergie dans le cœur du réacteur au cours de l'accident à une valeur générique indépendante des caractéristiques du réacteur. Le dépôt d'énergie dépend fortement de la réactivité introduite, de la cinétique selon laquelle elle est introduite, des contre-réactions neutroniques et de la quantité de combustible dans le cœur du réacteur. L'énergie retenue *in fine* doit avoir un caractère enveloppe pour couvrir, avec des marges suffisantes assurant la robustesse du confinement du réacteur, les divers scénarios envisageables d'insertion de réactivité, ces scénarios tenant compte, bien entendu, des dispositions retenues par ailleurs pour la maîtrise de la réactivité (et justifiés, le cas échéant, par des essais).

Il est aussi à noter que l'oxydation de l'aluminium dans le cœur du réacteur au cours de l'accident peut apporter un surcroît très important d'énergie thermique à l'eau de la piscine, ce qui peut modifier l'ampleur de l'explosion de vapeur. Il en est de même de la destruction possible, exothermique, de « sources froides » et de « sources chaudes ».

### ► L'explosion de vapeur

L'hypothèse d'une explosion de vapeur est retenue dans les rapports relatifs aux essais destructifs effectués dans les réacteurs BORAX-1 et SPERT-1, ainsi qu'à l'accident du réacteur SL-1.

Une explosion de vapeur peut survenir lors de la mise en contact de deux fluides dont l'un, le combustible fondu, est très chaud, l'autre, le réfrigérant, est froid et volatil. Il s'agit d'une interaction de nature thermodynamique, dont les conditions de déclenchement sont complexes. Elle conduit à une fragmentation et à une solidification des matériaux fondus, ainsi qu'à la vaporisation du fluide froid.

L'ampleur d'une explosion de vapeur dépend de multiples paramètres, notamment :

- la quantité d'énergie totale qui peut être mobilisée : énergie thermique déposée dont il a été question plus haut (fraction du cœur fondue et sa température), à laquelle il convient d'ajouter l'énergie apportée par l'oxydation de l'aluminium et celles susceptibles d'être libérées par la destruction de dispositifs expérimentaux, notamment les « sources froides » et « chaudes ») ;
- la durée des échanges thermiques entre les matériaux fondus et l'eau.

Même si les observations expérimentales montrent qu'une interaction thermodynamique à caractère explosif entre combustible fondu et réfrigérant ne se produit pas

systématiquement, il demeure nécessaire, dans un souci de sûreté, de considérer la possibilité d'une telle interaction dès lors que des matériaux fondus peuvent être mis au contact du fluide réfrigérant à l'état liquide.

L'explosion de vapeur peut conduire à la propagation d'ondes de choc et à la mise en mouvement de masses d'eau par la poussée de la bulle de vapeur qui se détend. Ces phénomènes peuvent provoquer :

- des déformations, voire la rupture, de structures et d'équipements : enveloppes métalliques entourant le cœur du réacteur, plaque supérieure du cœur et tuyauteries du circuit primaire, dispositifs expérimentaux situés à la périphérie du cœur, équipements présents dans la piscine, cuvelage de la piscine du réacteur, batardeau de séparation entre la piscine et un canal de transfert... ;
- l'éjection d'une masse d'eau dans le bâtiment du réacteur, avec éventuellement un effet de « marteau d'eau » sur le dôme de ce bâtiment.

Une attention toute particulière doit donc être portée, pour chaque réacteur étudié, aux effets mécaniques possibles d'interactions thermodynamiques entre matériaux fondus et eau, en fonction de facteurs tels que la pression hydrostatique de l'eau de la piscine au niveau du cœur du réacteur (hauteur de l'eau située au-dessus du cœur), les volumes et inerties des masses d'eau susceptibles d'être mises en mouvement, les raideurs et les inerties des structures métalliques internes et du cuvelage de la piscine... À cet égard, la rigidité de « l'environnement » de la zone d'interaction pouvant différer selon les directions, une mise en mouvement d'eau selon une orientation préférentielle peut intervenir, par exemple vers le haut.

Les ondes de choc produites par l'explosion de vapeur entraînent des pics de pression sur les parois de la piscine qui peuvent atteindre des valeurs très élevées, de l'ordre de plusieurs dizaines de bars, mais de très courte durée (de l'ordre de 10 ms). La détente de la bulle de vapeur d'eau se traduit par une impulsion, de durée plus longue. Ces deux types de chargements mécaniques sont à étudier au cas par cas, sans en exclure l'un ou l'autre, en fonction des caractéristiques (inertie, rigidité...) des éléments constitutifs de la piscine du réacteur étudié (parois en béton de forte épaisseur, cuvelage métallique de faible épaisseur, plaqué ou non sur les parois en béton...).

La protection des parois et du fond de la piscine peut être renforcée :

- en aménageant, axialement au niveau du cœur, un espace vide entre le cuvelage ou la cuve du réacteur et les parois de la piscine. Cette disposition permet une absorption d'énergie mécanique par déformation du cuvelage ou de la cuve, ce qui réduit les sollicitations du génie civil de la piscine (disposition adoptée pour les réacteurs SILOE, ORPHEE, RJH) ;
- en installant des dispositifs d'absorption d'énergie par déformation, par exemple des plaques métalliques sur « plots résilients » en fond de piscine (comme cela avait été adopté pour le réacteur SILOE). Dans le cas du réacteur Jules Horowitz, une plaque métallique est prévue sur le plafond de la crypte des mécanismes des barres absorbantes, et des dispositions (« réservations ») ont été prises pour, le

cas échéant, installer des absorbeurs de chocs (de type nid d'abeille) dans la piscine du réacteur pour protéger les parois latérales de celle-ci.

### 8.3. *Essais à caractère démonstratif réalisés en France*

La recherche d'une bonne robustesse de conception des réacteurs de recherche à l'égard d'accidents de référence peut conduire à compléter les évaluations, faites sur la base de simulations numériques, par des essais qui peuvent être de différentes natures. Cela est notamment le cas lorsque des limitations inhérentes à la simulation numérique et aux outils utilisés apparaissent, par exemple l'impossibilité de modéliser correctement des singularités des structures. Mais se posent généralement des questions délicates en termes de similitude<sup>249</sup> recherchée et de représentativité des essais.

De tels essais ont été réalisés pour des réacteurs de recherche français, concernant différents aspects liés aux accidents de référence (voir le tableau 8.2 à la fin du présent chapitre) ; ils ont visé :

- pour le RHF, à préciser la cinétique de variation de la réactivité du cœur en cas de passage d'eau légère dans l'eau lourde du cœur : des essais ont été réalisés sur le réacteur lui-même avec de l'eau lourde mélangée avec de l'eau légère à différentes concentrations ;
- pour le réacteur Jules Horowitz, à déterminer, sur une maquette, la vitesse de remontée d'une barre absorbante en cas d'éjection accidentelle due à une défaillance de son mécanisme de commande ;
- pour le réacteur ORPHEE, à s'assurer, par des essais réalisés en bassin<sup>250</sup>, de la bonne résistance de la piscine au niveau des traversées des canaux neutroniques horizontaux (cuvelage de la piscine au niveau des traversées des canaux, « fenêtres » et vannes de sécurité équipant les doigts de gant – voir le paragraphe 7.3.2), afin de s'assurer qu'en cas d'accident de type BORAX il n'y aurait pas de dénoyage du cœur du fait d'une perte d'étanchéité au niveau des canaux neutroniques. Les essais ont consisté à soumettre les équipements précités (sur des maquettes à l'échelle 1/10 pour les essais de résistance du cuvelage et à l'échelle 1/2 pour les essais concernant les dispositifs d'étanchéité des canaux) à une onde de pression d'eau (par un « canon à air » ou par une détente rapide d'un volume d'air comprimé) représentative de l'accident BORAX – détente d'une bulle de vapeur d'eau initialement à 40 bars et d'un volume de 4 m<sup>3</sup> ;
- à vérifier globalement le comportement des structures en cas d'accident de type BORAX ; à titre d'exemple, un essai a été réalisé avec un explosif (TNT) sur une maquette à l'échelle 1/3 du réacteur OSIRIS.

249. Différentes similitudes sont en effet possibles : en termes de déformation de structures, de déplacements de structures...

250. Réalisés par la Société pour le développement de la recherche appliquée (SODERA) dans ses laboratoires.

**Tableau 8.1.** Quelques caractéristiques et observations concernant l'accident du réacteur SL-1 et des essais d'excursion de puissance réalisés dans les réacteurs SPERT et BORAX.

Réacteur	Description	Masse totale d'Al/U (kg)	Réactivité insérée ( $\beta$ )	Pic de puissance (MW)	Énergie thermique déposée (MJ)	Énergie chimique dégagée (MJ)	Température max. combustible (°C)	Pic de pression (bar)	Dégâts constatés sur le cœur
BORAX-I	Essai destructif	100/4,2	3,1	< 19 000	135	Non déterminée	< 1 800	400 - 700	Fusion étendue du cœur
SL-1	Accident	189/14	3,0	~ 19 000	133 ± 10	24 ± 10	> 2 075	700	~ 20 % du cœur fondu ~ 2 % du cœur vaporisé
SPERT-I	2 derniers essais non destructifs	51/3,8	2,6 2,7	1 130 1 270	11 19	- -	585 680	0,5 0,5	> 0,5 % du cœur fondu ~ 2 % du cœur fondu
	Essai destructif		3,55	2 250	31	3,5	1 360	< 300	~ 35 % du cœur fondu

**Tableau 8.2.** Essais de simulation sur des maquettes d'un accident de type BORAX pour des réacteurs de recherche français.

Caractéristiques des structures					
Réacteur	Puissance de fonctionnement	Piscine	Bâtiment du réacteur	Échelle de la maquette	Structures étudiées
TRITON	6 MW	Béton précontraint	Bâtiment en béton avec vitres	1/5	Piscine et effet de la gerbe d'eau sur le bâtiment
MELUSINE	8 MW	Béton précontraint, avec cuvelage en acier dans le compartiment contenant le cœur	Bâtiment en béton avec hublots	1/3	Piscine et canaux neutroniques
SILLETTE	100 kW	Cuve en acier contenue dans un massif en béton ordinaire	Enceinte métallique	1/3	Piscine et canaux neutroniques
OSIRIS	50 MW	Béton armé avec cuvelage en acier	Bâtiment en béton avec hublots	1/3	Piscine, structure de supportage du cœur et effet de la gerbe d'eau sur le bâtiment