

**IRSN**

INSTITUT  
DE RADIOPROTECTION  
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

*Faire avancer la sûreté nucléaire*

# Prise en compte des accidents de type « BORAX » pour les réacteurs de recherche

Édition du 8 août 2011

---

# Prise en compte des accidents de type « BORAX » pour les réacteurs de recherche

---

Rapport IRSN 2010/128  
ISRN/IRSN-2010/128-FR+ENG

# L'IRSN

## //en bref

L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), a été créé par la loi n°2001-398 du 09/05/2001 et son fonctionnement a été précisé par le décret n°2002-254 du 22 février 2002. Ce décret a été modifié le 7 avril 2007 pour tenir compte de la loi n° 2006-686 du 13 juin 2006, relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire. L'IRSN est un établissement public à caractère industriel et commercial (EPIC), placé sous la tutelle conjointe des ministres chargés de la défense, de l'environnement, de l'industrie, de la recherche et de la santé.

Il rassemble plus de 1 700 spécialistes : ingénieurs, chercheurs, médecins, agronomes, vétérinaires, techniciens, experts compétents en matière de risques nucléaires et radiologiques.

L'Institut exerce des missions d'expertise et de recherche dans les domaines suivants :

- la sûreté nucléaire ;
- la sûreté des transports de matières radioactives et fissiles ;
- la protection des travailleurs, de la population et de l'environnement contre les risques liés aux rayonnements ionisants ;
- la protection et le contrôle des matières nucléaires ;
- la protection des installations nucléaires et transports de matières radioactives et fissiles contre les actes de malveillance.

### Documents de référence

Editions propriété de l'IRSN  
31, avenue de la division Leclerc  
92260 Fontenay-aux-Roses  
Tél : +33 (0)1 58 35 88 88

Site web: [www.irsn.fr](http://www.irsn.fr)

ISSN 2117-7791

Pour plus d'informations  
contacter :

IRSN  
Odile Lefèvre  
BP 17  
92262 Fontenay-aux-Roses cedex  
Fax : +33 (0)1 58 35 81 39

[doc.syn@irsn.fr](mailto:doc.syn@irsn.fr)

# Avant-propos

L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire conduit des programmes de recherche et des études sur les risques nucléaires et radiologiques, il est responsable de missions de service public dans le champ de la prévention de ces risques et il fournit un appui technique aux autorités publiques compétentes en matière de sûreté et de sécurité nucléaires et de radioprotection. À ces différents titres, l'Institut est amené à prendre position sur un certain nombre de sujets à caractères scientifique et technique.

Dans le cadre de sa politique de transparence et avec le souci de mettre à la disposition de l'ensemble des partenaires ou parties prenantes concernés une information de qualité facilitant l'élaboration de leur propre jugement, l'IRSN publie des « documents de référence », qui présentent la position de l'Institut sur un sujet particulier.

Ces documents sont élaborés par des experts de l'IRSN, le cas échéant en collaboration avec des experts extérieurs, puis soumis à un processus de validation sous assurance qualité.

Ils reflètent la position de l'IRSN au jour de leur publication sur son [site internet](#). Cette position peut être revue, en fonction du progrès des connaissances scientifiques, des évolutions réglementaires, ou de la nécessité de son approfondissement en réponse à un besoin interne, ou à des sollicitations extérieures.

Ce document peut être librement utilisé et cité, à condition d'en mentionner la source et la date de publication. Les commentaires sont bienvenus. Ils peuvent être transmis à l'adresse indiquée en marge en faisant référence au document auquel ils s'adressent.

---

**Jacques Repussard**  
**Directeur Général**

[www.irsn.fr](http://www.irsn.fr)

## Documents de référence

IRSN  
BP 17  
92262 Fontenay-aux-Roses cedex  
Fax : +33 (0) 1 58 35 81 39

[doc.syn@irsn.fr](mailto:doc.syn@irsn.fr)

# //liste des contributeurs

---

## Jean Couturier

Auteur - Direction de la sûreté  
des réacteurs

---

Renaud Meignen

Expert - Direction de la sûreté  
des réacteurs

Thierry Bourgois

Direction de la sûreté  
des réacteurs

Marc Natta

Conseiller scientifique -  
Direction de la stratégie, du  
développement et des partenariats

Guillaume Biaux

Ancien collaborateur à la Direction  
de la sûreté des réacteurs

Jean-Pierre Mireau

Ancien collaborateur à la Direction  
de la sûreté des réacteurs

# Sommaire

<b>1/ Introduction</b>	<b>7</b>
<b>2/ L'accident du réacteur SL-1 en 1961</b>	
//Principaux enseignements tirés	<b>8</b>
2/1 Rappel de l'accident du réacteur SL-1	<b>8</b>
2/2 Principaux enseignements tirés de l'accident du réacteur SL-1	<b>10</b>
<b>3/ Prise en compte d'accidents de fusion de combustible dans les réacteurs de recherche</b>	
//Évolution de l'approche française	<b>12</b>
3/1 Prise en compte d'accidents de fusion de combustible dans les réacteurs de recherche	<b>12</b>
3/2 Évolution de l'approche française	<b>13</b>
<b>4/ Éléments de doctrine</b>	<b>15</b>
4/1 Déclenchement d'une explosion de vapeur	<b>17</b>
4/2 Énergie thermique déposée dans le combustible	<b>18</b>
4/3 Énergie thermique transférée à l'eau	<b>21</b>
4/4 Effets mécaniques induits	<b>21</b>
<b>5/ Conclusion</b>	<b>24</b>
<b>6/ Références</b>	<b>26</b>

## Liste des figures

Figure 1. Vue en coupe du réacteur SL-1. ....	27
Figure 2. Vue du cœur du réacteur SL-1 après l'accident de réactivité survenu en 1961 .....	27
Figure 3. Vue en coupe du réacteur BORAX-1. ....	28
Figure 4. Photographie prise lors de l'essai « destructif » du réacteur BORAX-1.....	28
Figure 5. Schéma simplifié d'un réacteur de type piscine. ....	29

## Liste des tableaux

Tableau 1. Accidents de fusion de combustible pris en compte pour différents réacteurs d'expérimentation. ....	30
Tableau 2. Résumé des événements d'excursion de puissance de type « BORAX » (combustible à plaques d'U-Al avec de l'uranium hautement enrichi en uranium 235) 32	

## 1/

# Introduction

Les réacteurs de recherche dont il est question dans le présent document sont généralement de type piscine, la cuve du réacteur et une partie du circuit de refroidissement primaire étant situées dans une piscine d'eau. Ces réacteurs utilisent généralement du combustible sous forme de plaques constituées d'une couche compacte de particules d'uranium (ou de  $U_3Si_2$ ) et d'aluminium, prise entre deux feuilles minces d'aluminium jouant le rôle de gaine. La fusion du combustible commence avec celle de l'aluminium, à 660°C, les particules d'uranium (ou de  $U_3Si_2$ ) pouvant rester à l'état solide.

L'accident du réacteur américain SL-1 survenu en 1961, ainsi que les essais réalisés aux Etats-Unis dès 1954 dans le réacteur BORAX-1 puis en 1962 dans le réacteur SPERT-1, ont montré que de tels réacteurs pouvaient être le siège, en cas d'apport soudain et important de réactivité, de mécanismes à caractère explosif résultant de la dégradation, voire de la fusion rapide d'une partie du cœur. Ce type d'accident est dit de type « BORAX ».

Le présent document a pour objet, d'une part de rappeler succinctement les circonstances de l'accident du réacteur SL-1, les enseignements qui ont pu en être tirés et la façon dont ce retour d'expérience a été pris en compte pour différents réacteurs de recherche dans le monde, d'autre part de décrire l'approche retenue en France à l'égard de ce type d'accident et l'évolution de cette approche au début des années 2000, sous l'impulsion de l'IRSN.

2/

# L'accident du réacteur SL-1 en 1961

//Principaux enseignements tirés

2/1

## Rappel de l'accident du réacteur SL-1

Le réacteur SL-1 (« Stationary Low Power Reactor Number One ») était un réacteur expérimental de l'armée américaine construit sur le site du laboratoire national de l'Idaho<sup>1</sup> (à 40 miles à l'ouest d'Idaho Falls) dans le cadre d'un programme visant à développer des réacteurs électrogènes destinés à 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'aluminium et d'uranium, 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 (barres de contrôle) à base de cadmium. L'eau située dans la cuve (fermée) servait à la fois de réfrigérant et de ralentisseur de neutrons (modération neutronique). La figure 1 à la fin de ce document montre une coupe du réacteur SL-1.

Fin décembre 1960, une maintenance des barres absorbantes a été décidée, à la suite de divers coincements. 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.

**1**

INL: « Idaho National Laboratory »



À 21 heures, trois postes d'incendie reçoivent des signaux d'alarme venant du bâtiment du réacteur SL-1. Ces alarmes ne permettent pas de distinguer s'il s'agit d'un incendie ou d'un niveau anormal de rayonnement. Arrivées sur les lieux, les équipes d'intervention ne constatent ni dégât visible ni signe d'incendie. Toutefois, des débits de dose d'irradiation très élevés sont détectés à l'entrée du bâtiment du réacteur, avec des valeurs d'environ 1 000 rad/heure (10 Gy/h) dans le hall du réacteur. Deux personnes sont trouvées inertes auprès du réacteur, une troisième a été projetée au plafond du bâtiment avec une barre absorbante. Deux de ces trois personnes ont été tuées sur le coup, le troisième décédera deux heures après l'accident, lors de son transfert à l'hôpital.

Les inspections qui ont été effectuées, notamment à l'aide d'un robot, ont permis d'identifier que seule la barre absorbante en position centrale du cœur avait été éjectée ; les autres barres sont restées dans le cœur, qui a subi une forte déformation radiale. Un bouchon de protection radiologique a été éjecté jusqu'au plafond du bâtiment. L'état du cœur est visible sur la figure 2 à la fin de ce document. La cuve a résisté à l'accident, ainsi que le bâtiment du réacteur.

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 et a mal dosé son effort. La barre ayant été hissée sur une trop grande hauteur, le seuil d'emballement incontrôlable 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 du réacteur a pu atteindre transitoirement environ 20 000 MW lors de l'accident<sup>[2]</sup> ; d'après les dommages observés, la pression dans la cuve aurait dépassé 30 bars.

La décontamination 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 à 30 rad (0,3 Gy). Il n'y a pas eu de conséquences radiologiques significatives en dehors du bâtiment dans lequel 99,99 % de la radioactivité serait restée confinée. Sous le vent du réacteur SL-1, 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 la protection radiologique des intervenants, d'éviter tout risque d'un

[2]

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

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 le réacteur.

Un certain nombre de publications relatives à l'accident du réacteur SL-1, et à l'accident de type « BORAX » en général, sont accessibles sur le site internet du laboratoire national d'Idaho, à l'adresse [www.inl.gov/proving-the-principle](http://www.inl.gov/proving-the-principle).

2/2

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

L'accident du réacteur SL-1, ainsi que les essais réalisés aux Etats-Unis dès 1954 dans le réacteur BORAX-1<sup>[3]</sup> puis en 1962 dans le réacteur SPERT-1<sup>[4]</sup>, sur lesquels on reviendra plus loin, ont montré que les réacteurs de recherche refroidis à l'eau et utilisant un combustible métallique à base d'aluminium et d'uranium, pouvaient, en cas d'apport soudain et important de réactivité, être le siège de deux mécanismes à caractère explosif résultant de la dégradation, voire la fusion rapide, d'une partie du cœur (les deux pouvant éventuellement coexister) :

- la vaporisation d'eau (explosion de vapeur), par interaction thermodynamique entre les matériaux fondus et l'eau ; l'oxydation de l'aluminium peut apporter à l'eau un surcroît très important d'énergie thermique ;
- éventuellement la vaporisation brutale de l'aluminium.

De façon générale, ces phénomènes peuvent se traduire par des ondes de choc et la détente de bulles dans l'eau du circuit primaire et, pour les réacteurs de type piscine, dans celle-ci. Ces bulles peuvent contenir des gaz non condensables (hydrogène provenant de l'oxydation de l'aluminium ou de dispositifs expérimentaux, etc.), susceptibles d'amplifier les effets mécaniques résultant de la détente des bulles de vapeur.

De manière détaillée, ce type d'accident peut entraîner :

- la dégradation du circuit primaire et des parois de la piscine ;
- la dégradation du confinement dans sa partie inférieure (fond de la piscine), du fait des effets thermiques des matériaux fondus non éjectés ;

**[3]**

« BOiling water ReActor eXperiment » — Voir les figures 3 et 4 à la fin de ce document montrant une coupe du réacteur BORAX-1 et une photographie prise lors de l'essai « destructif ».

**[4]**

SPERT-1 : « Special Power Excursion Reactor Test »

- la production d'une gerbe d'eau pulvérisée dans le hall du bâtiment du réacteur, consécutive à l'explosion de vapeur, et susceptible d'agresser l'enceinte de confinement ;
- l'augmentation à long terme de la température et de la pression de l'air dans le hall du bâtiment du réacteur, du fait notamment du transfert de gaz rares et de produits de fission volatils dans l'enceinte de confinement, avec éventuellement un entraînement de particules ou de fragments de combustible ;
- de très forts débits de dose dans le bâtiment du réacteur ;
- des rejets radioactifs dans l'environnement.

L'évaluation des conséquences d'un accident de type « BORAX » telles que le transfert de produits radioactifs dans le bâtiment du réacteur, les rejets radioactifs dans l'environnement, le refroidissement post-accidentel des matériaux fondus, le risque de « recriticité », bien que participant à la démonstration de sûreté, ne sont pas abordés dans le présent document.

- 2/L'accident du réacteur SL-1 //Enseignements tirés

3/

# Prise en compte d'accidents de fusion de combustible dans les réacteurs de recherche

//Évolution de l'approche française

3/1

## Prise en compte d'accidents de fusion de combustible dans les réacteurs de recherche

Le tableau 1<sup>[1]</sup> reporté à la fin de ce document présente un ensemble de réacteurs de recherche refroidis à l'eau et utilisant du combustible à base d'aluminium et d'uranium, par ordre chronologique de mise en service. Pour la plupart de ces réacteurs, dont le plus ancien répertorié dans le tableau (HIFAR, mis en service en 1958), une fusion de combustible a été étudiée. Il convient de noter que :

- la fusion totale du cœur n'a pas été systématiquement retenue (fusion complète pour certains réacteurs, fusion de quelques plaques de combustible pour d'autres) ;
- la fusion n'est pas toujours le résultat d'un accident de réactivité ; dans certains cas, elle est associée à une perte de

[1]

Ce tableau a été établi sur la base des informations que l'IRSN a pu collecter.

refroidissement du cœur, ce qui modifie le déroulement et les conséquences de l'accident du fait de la progressivité de la fusion du cœur ;

- pour les cas où la fusion découle d'un accident de réactivité, l'énergie thermique<sup>[2]</sup> déposée dans le cœur qui a été retenue peut atteindre 200 MJ (cas du réacteur BR2 implanté au centre de Mol en Belgique) ;
- compte tenu des informations recueillies, il semble que l'accident de réactivité avec interaction explosive combustible-eau n'ait été considéré que pour les réacteurs français et le réacteur belge BR2. La possibilité d'une explosion de vapeur n'a pas été retenue pour l'accident de fusion du cœur du réacteur FRM-II en Allemagne, l'argument mis en avant étant l'impossibilité de réaliser dans ce réacteur une introduction de réactivité avec une « période neutronique »<sup>[3]</sup> suffisamment faible pour conduire à une réaction explosive avec l'eau ;
- des accidents de fusion « à l'air » ont été retenus pour les réacteurs de recherche français (fusion d'un assemblage lors d'une manutention) ; il s'agit alors d'une fusion lente (du fait de la puissance résiduelle) par perte de refroidissement.

3/2

## Évolution de l'approche française

En France, la possibilité d'un accident de type « BORAX » est retenue depuis toujours pour la conception du confinement<sup>[4]</sup> des réacteurs de recherche refroidis à l'eau et utilisant du combustible métallique à base d'aluminium et d'uranium.

La prise en compte de cet accident conduit d'une part à définir des dispositions visant à garantir un haut niveau de prévention à l'égard des initiateurs possibles d'une insertion<sup>[5]</sup> de réactivité dans le cœur, d'autre part à évaluer les conséquences de l'accident au sein de l'installation, afin de vérifier le respect des exigences fonctionnelles requises dans une telle situation pour les différents équipements participant au maintien du cœur sous eau et au confinement (bâtiment du réacteur, cuvelages et piscines, systèmes de ventilation et de filtration, systèmes de refroidissement post-accidentel, etc.). Un dimensionnement robuste du confinement à l'accident de type « BORAX » est nécessaire car il n'y a généralement pas de dispositions de conception permettant de réduire les conséquences d'un dénoyage du cœur ou d'une perte du confinement lors d'un tel accident.

- 3/Accidents de fusion de combustible

**[2]**

L'énergie thermique correspond à l'intégrale de la puissance nucléaire dégagée dans le combustible lors du transitoire de réactivité.

**[3]**

Voir les définitions au nota 2 du tableau 2 à la fin de ce document.

**[4]**

Le terme confinement désigne ici la barrière de confinement des réacteurs considérés, constituée par l'enveloppe (bâtiment du « hall pile ») en partie supérieure et par la piscine en partie inférieure, ainsi que par les circuits et équipements associés (circuits de ventilation, de filtration des rejets, etc.). La conception désigne l'ensemble des études visant à définir précisément les exigences fonctionnelles des équipements et leurs caractéristiques techniques (épaisseur d'une paroi en béton, taux de ferrailage, débit d'une pompe, épaisseur d'une cuve, matériaux utilisés, types de soudures retenus, etc.).

**[5]**

Les termes « insertion » et « introduction » sont utilisés indifféremment pour désigner les apports de réactivité dans un réacteur.

Les initiateurs considérés sont l'éjection d'une ou de plusieurs barres absorbantes, l'introduction de réactivité en cas de retrait d'un dispositif expérimental absorbant, etc.

L'évaluation des conséquences d'un accident de type « BORAX » a été réalisée pour les réacteurs de recherche français selon une approche que l'on peut qualifier de forfaitaire, sans étude de scénarios d'introduction de réactivité dans le cœur. Les principales caractéristiques de cette approche étaient une énergie thermique déposée dans le combustible de 135 MJ et une énergie mécanique, découlant de l'interaction thermodynamique entre les matériaux fondus et le réfrigérant, représentant 9 % de l'énergie thermique ; ces caractéristiques sont notamment celles qui ont été adoptées 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. Pour ces réacteurs, l'énergie de 135 MJ correspondait à 100 % du cœur fondu, porté à une température de l'ordre de 800°C. Il avait été considéré lors de leur conception que la valeur précitée d'énergie constituait une « enveloppe », sur la base d'une analyse de l'accident du réacteur SL-1 et des essais réalisés dans les réacteurs BORAX-1 et SPERT-1 (voir le tableau 2 à la fin de ce document).

Au stade du dossier d'options de sûreté du réacteur Jules Horowitz (contenant une plus grande quantité de combustible que les réacteurs OSIRIS, RHF et ORPHEE - voir le tableau 1), le concepteur avait proposé de retenir une énergie thermique déposée dans le combustible de 135 MJ et une énergie mécanique de 6,75 MJ, soit 5 % de l'énergie thermique déposée ; pour le cas du réacteur Jules Horowitz, l'énergie de 135 MJ correspondait à la fusion de 50 % du cœur.

Ces propositions ont été contestées par l'IRSN, sur la base des éléments explicités dans le chapitre suivant.

## 4/

# Éléments de doctrine

Il convient en premier lieu de souligner que la prise en compte de l'accident de type « BORAX » pour la conception et l'analyse de sûreté des réacteurs de recherche refroidis à l'eau et utilisant du combustible à base d'aluminium et d'uranium apparaît nécessaire dès lors que des accidents de réactivité sont physiquement possibles :

- les réacteurs concernés sont, de par leurs missions, des installations offrant une certaine variété d'utilisations pour permettre, souvent simultanément, la réalisation de programmes expérimentaux, la production de radioisotopes, etc.; la constitution et le chargement « à la carte » d'assemblages, voire de cœurs entiers, impliquent de nombreuses manipulations ;
- ces réacteurs ont une vie souvent complexe, avec parfois des modifications dans le temps de leurs missions ou de leurs équipements ; les expériences menées nécessitent l'installation de systèmes supports dédiés susceptibles de créer certains risques qui ne sont pas toujours prévus explicitement lors de la conception du réacteur (gaz sous pression, etc.), même s'ils font l'objet d'une analyse de sûreté et d'une autorisation ; la prise en compte d'un accident « enveloppe » de type « BORAX » au stade de la conception rend plus faciles de telles évolutions ultérieures ;
- ces réacteurs utilisent des équipements spécifiques pour lesquels les données de fiabilité manquent ou qui ne bénéficient pas d'un retour d'expérience important ;
- pour ce type de réacteurs, les facteurs humains et organisationnels ont une importance toute particulière pour la

prévention d'incidents et d'accidents; même si des enseignements ont été tirés de l'accident de SL-1 et des accidents majeurs qui ont affecté des réacteurs de puissance (Three Mile Island, Tchernobyl et il en sera de même pour l'accident de Fukushima), les possibilités d'erreurs humaines et les chances de récupération de telles erreurs ne sont pas aisément quantifiables; par ailleurs, la robustesse que l'on peut attribuer aux « lignes de défense » organisationnelles n'est pas aisément évaluable et soulève de nombreux débats; enfin, la coexistence de deux types de personnels (exploitants et expérimentateurs) en interaction lors des phases expérimentales crée un risque spécifique.

Les bases techniques proposées au stade du dossier d'options de sûreté du réacteur Jules Horowitz ont conduit l'IRSN à réexaminer en 2003 un certain nombre d'aspects relatifs à l'accident de type « BORAX » et à sa prise en compte dans les études de sûreté :

- les conditions de déclenchement d'une explosion de vapeur ;
- la détermination de l'énergie thermique déposée dans le combustible au cours de l'accident ;
- l'évaluation des pressions et de l'énergie mécanique pouvant résulter de l'interaction thermodynamique et chimique du fluide de refroidissement avec la partie du cœur fondue ;
- l'évaluation des chargements thermomécaniques et les dommages subis par les structures participant au confinement (ondes de choc sur les structures de la piscine, effet de gerbe dans l'enceinte de confinement, etc.) ;
- l'évaluation des conséquences radiologiques.

Il convient de souligner que l'évaluation des différentes conséquences d'un tel accident est complexe et que l'on ne dispose pas d'un outil de calcul global permettant notamment de modéliser l'ensemble des structures du réacteur (cuve ou caisson du cœur avec les structures de fermeture, circuit primaire, réflecteur, dispositifs expérimentaux, cuvelage de la piscine, parois en béton de celle-ci, etc.), ainsi que l'ensemble des phénomènes mis en jeu. Il convient toutefois de statuer au cours de la phase de conception d'un nouveau réacteur sur le bien fondé des hypothèses fondamentales retenues pour la conception des éléments participant au confinement des produits radioactifs émis lors de l'accident (énergies thermique et mécanique, notamment). Une



démarche possible, qui a été utilisée par ailleurs pour d'autres réacteurs<sup>1</sup>, consiste à mettre en œuvre, pour chacune des conséquences visées de l'accident, des outils d'évaluation spécifiques permettant d'estimer les effets redoutés avec des marges, tout en restant réaliste. Par exemple, dans le cas de l'accident de type « BORAX », il convient d'évaluer s'il existe un risque de formation d'une gerbe d'eau, qui pourrait provoquer une surpression immédiate dans l'enceinte par transfert thermique entre l'eau et l'air ; si tel est le cas, un jeu d'hypothèses majorant la quantité d'eau susceptible d'être éjectée dans l'enceinte peut être retenu. Un autre jeu d'hypothèses, associé le cas échéant à un autre outil de calcul, peut être retenu pour évaluer les risques liés aux effets de l'onde de choc sur les parois de la cuve ou de la piscine, en majorant les effets. Le même raisonnement peut être appliqué à l'évaluation des conséquences radiologiques pour l'homme et l'environnement (irradiation directe par l'enceinte, fuites directes au travers de l'enceinte, fuites indirectes et filtrées).

**1**

Par exemple pour le réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium SUPERPHENIX.

4/1

## Déclenchement d'une explosion de vapeur

L'hypothèse d'une explosion de vapeur par interaction thermodynamique entre les matériaux fondus et l'eau<sup>2</sup> est retenue dans les trois rapports cités en références 1, 2 et 3 relatifs aux essais destructifs effectués dans les réacteurs BORAX-1 et SPERT-1 et à l'accident du réacteur SL-1.

Sur la base de l'ensemble des interprétations des essais et de l'accident précité (synthétisées notamment dans une ancienne communication de 1989, citée en référence 4), le concepteur du réacteur Jules Horowitz avait initialement estimé qu'il existe un seuil, correspondant à une insertion de réactivité avec une « période neutronique » de 4 ms, en-deçà duquel une explosion de vapeur peut se produire ; ce seuil aurait pu alors être directement utilisé pour définir les insertions de réactivité susceptibles de conduire à un accident explosif de type « BORAX » dans un réacteur. Comme cela a été mentionné au paragraphe 3/1, cette approche a été retenue dans le cadre de la conception du réacteur FRM-II en Allemagne pour justifier de la non-prise en compte d'une fusion avec interaction explosive.

Cette approche apparaît discutable dans son principe puisqu'elle ne s'appuie pas sur des considérations de thermodynamique. Une

**2**

On utilise indifféremment les appellations explosion de vapeur et interaction thermodynamique entre le combustible fondu et l'eau.

explosion de vapeur peut résulter de la mise en contact de deux fluides dont l'un, le combustible, est très chaud, l'autre, le réfrigérant, est froid et volatil. L'IRSN considère qu'il convient d'adopter une approche thermodynamique pour déterminer les conditions qui rendent possible le déclenchement d'une explosion de vapeur ; ceci suppose l'étude des transitoires de réactivité pouvant conduire à une fusion partielle ou totale du cœur.

En outre, la conclusion du rapport des essais réalisés dans le réacteur SPERT-1 explicite clairement que, si la réactivité introduite, la « période neutronique » du réacteur et les effets de contre-réaction permettent d'évaluer l'énergie thermique déposée dans le combustible au cours du transitoire, ils ne sont pas suffisants pour prévoir le déclenchement ou non d'une interaction thermodynamique à caractère explosif. La fraction de combustible fondu et la température maximale atteinte dans le combustible apparaissent clairement dans les conclusions du rapport comme des paramètres importants pour le déclenchement d'une explosion de vapeur.

L'IRSN considère donc qu'il n'est pas à ce jour possible de définir un critère précis d'explosion, le déclenchement d'une explosion de vapeur étant un phénomène complexe. Même si les observations expérimentales montrent que, de façon générale, l'interaction thermodynamique à caractère explosif entre combustible fondu et réfrigérant n'est pas systématique, il apparaît nécessaire de considérer la possibilité d'un accident à caractère explosif lors du dimensionnement d'un réacteur de recherche refroidi à l'eau et utilisant un combustible métallique, dès lors que des matériaux fondus peuvent être mis brutalement au contact du réfrigérant à l'état liquide.

4/2

## Énergie thermique déposée dans le combustible

L'énergie thermique déposée dans le combustible au cours de l'accident constitue un paramètre de base pour déterminer l'ampleur de l'explosion de vapeur.

Les données expérimentales relatives à l'accident de type « BORAX », qui proviennent essentiellement de l'accident du réacteur SL-1 et des essais dans les réacteurs BORAX-1 et SPERT-1 (voir le tableau 2), font apparaître les points importants suivants :

- il n'apparaît pas de phénomène limitant l'énergie thermique déposée dans le cœur au cours de l'accident : cette énergie dépend fortement de la réactivité introduite, de la cinétique avec laquelle elle est introduite, des contre-réactions neutroniques et de la quantité de combustible dans le cœur. Les trois rapports relatifs aux essais réalisés dans les réacteurs BORAX-1 et SPERT-1 et à l'accident de SL-1 (cités respectivement en références 1, 2 et 3) ne présentent pas d'éléments permettant d'affirmer que la valeur de 135 MJ constituerait une enveloppe. Le rapport décrivant les essais dans le réacteur BORAX-1 est d'ailleurs particulièrement intéressant à ce sujet : il montre comment les caractéristiques principales de l'essai qui a conduit à la destruction du réacteur ont été déterminées à partir de corrélations établies sur la base des résultats d'essais préliminaires. L'objectif de l'essai « destructif » était d'atteindre le début de la fusion des éléments combustibles et il fut déterminé, par extrapolation à partir des résultats des essais préliminaires, qu'un tel objectif pouvait être atteint en injectant de façon progressive une réactivité correspondant à une « période neutronique » comprise entre 2 ms et 2,5 ms et à une énergie thermique de 80 MJ. La différence entre l'énergie prévue (80 MJ) et l'énergie réellement déposée telle qu'elle a pu être évaluée, à savoir 135 MJ, peut être attribuée aux incertitudes relatives aux extrapolations effectuées. Une énergie supérieure à 80 MJ aurait pu être visée et, dans les mêmes conditions d'essais, une énergie supérieure à 135 MJ aurait alors probablement été réellement déposée dans le combustible ;
- les analyses réalisées ont milité pour considérer que les principaux effets de contre-réaction neutronique ayant limité le pic de puissance étaient la dilatation du combustible avec la température (l'effet Doppler est marginal pour du combustible très enrichi en <sup>235</sup>U), ainsi que l'effet de densité du modérateur lorsque la température augmente : voir aussi les deux communications citées en références 5 et 6. Il convient de noter que les combustibles impliqués étaient fortement enrichis en <sup>235</sup>U (93 %), ce qui n'est pas le cas pour tous les réacteurs de recherche, notamment pour le réacteur Jules Horowitz ; ce dernier utilisera du combustible plus faiblement enrichi (U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>-Al enrichi à 27 %<sup>(3)</sup>) pour lequel l'effet de

**(3)**

L'utilisation de combustible de type UMo-Al, enrichi à environ 20 %, est aussi envisagée pour le réacteur Jules Horowitz.

contre-réaction Doppler limitera les excursions de puissance envisageables ;

- les rapports précités mettent en évidence l'influence de certains paramètres caractéristiques du cœur sur le déroulement de l'accident (et donc sur l'énergie thermique déposée dans le combustible) : paramètres cinétiques, coefficients de contre-réaction du modérateur et Doppler, caractéristiques géométriques des plaques de combustible, etc. L'extrapolation des résultats des essais réalisés dans les réacteurs BORAX-1 et SPERT-1 doit donc être menée avec précaution ;
- l'apport supplémentaire d'énergie thermique dû aux réactions chimiques semble secondaire lors des essais précités et lors de l'accident du réacteur SL-1 ; toutefois, la réaction d'oxydation de l'aluminium par l'eau s'accélère à partir de 1170°C, et plus encore au-dessus de 1750°C, températures non atteintes lors des essais dans les réacteurs BORAX-1 et SPERT-1, mais pouvant éventuellement l'être dans d'autres configurations (en termes d'introduction de réactivité, de caractéristiques neutroniques du cœur, etc.). L'apport possible d'énergie par oxydation de l'aluminium est considérable (15 MJ par kilogramme d'aluminium).

En conclusion, il n'apparaît pas, à l'examen, d'éléments permettant de considérer que l'énergie thermique déposée dans le combustible à retenir pour un accident de type « BORAX » pourrait être limitée à 135 MJ.

L'IRSN considère donc désormais que l'approche à adopter doit comporter l'identification et l'étude de scénarios représentatifs des séquences d'introduction de réactivité possibles, en utilisant le meilleur état de l'art (connaissances et modèles disponibles sur les différents phénomènes mis en jeu) et en mettant à profit les progrès acquis en matière de simulation numérique, afin de s'assurer que la valeur d'énergie thermique retenue *in fine* constitue bien une enveloppe de celles qui résulteraient de ces séquences ; dans ce cadre, les aspects suivants doivent être étudiés :

- la réactivité qui peut être introduite dans le cœur du réacteur ;
- l'énergie thermique déposée dans le cœur à la fin du transitoire d'introduction de réactivité.

Il convient de mentionner que l'évaluation de transitoires d'insertion rapide de réactivité dans les réacteurs de recherche à l'aide d'outils de simulation nécessite de disposer de données expérimentales suffisantes et adaptées aux cas traités. À cet égard, en l'état actuel des connaissances, l'IRSN a identifié certaines lacunes concernant par exemple les corrélations thermohydrauliques d'échanges fluide-paroi pour traiter les transitoires rapides.

4/3

### Énergie thermique transférée à l'eau

Il est nécessaire, pour la conception du confinement du réacteur, d'évaluer l'énergie mécanique pouvant résulter de l'explosion de vapeur. Cette énergie mécanique dépend en premier lieu de l'énergie thermique transférée du combustible fondu à l'eau. La pressurisation obtenue (explosion) est due à l'ébullition de l'eau. L'explosion est d'autant plus forte que le transfert d'énergie est rapide. La rapidité du transfert thermique est due principalement à la fragmentation fine du combustible (pulvérisation), elle-même due à l'augmentation rapide de pression (« choc de pression »). Si les mécanismes sont compris, l'évaluation du transfert d'énergie reste incertaine. Elle peut être réalisée à l'aide de codes de calcul dédiés, tels que MC3D, dont les lois et paramètres ont été choisis au mieux compte tenu de l'état de l'art, en particulier du support expérimental. L'incertitude porte principalement sur la puissance du transfert d'énergie et sur la taille des fragments. Compte tenu des incertitudes et du support expérimental réduit existant sur le sujet, particulièrement pour ce qui concerne le combustible à base d'aluminium, des études de sensibilité apparaissent nécessaires pour évaluer une enveloppe de l'énergie transférée à l'eau.

4/4

### Effets mécaniques induits

Une explosion de vapeur provoquée par une interaction thermodynamique entre des matériaux fondus et de l'eau peut produire un travail mécanique, comme dans le cas des essais destructifs effectués dans les réacteurs BORAX-1 et SPERT-1 et lors de l'accident du réacteur SL-1. Une valeur de rendement mécanique est indiquée dans les rapports cités en références 1, 2 et 3 qui y sont consacrés ; ce rendement correspond au rapport entre l'énergie

mécanique, estimée notamment sur la base des déformations et des dégâts observés sur les structures et les équipements, et l'énergie thermique déposée dans le combustible.

L'énergie mécanique induite par une telle explosion de vapeur, dont la valeur ne peut pas excéder celle de l'énergie thermique transférée du combustible fondu à l'eau, peut se traduire par deux mécanismes : la propagation d'ondes de choc et la mise en mouvement de masses d'eau sous la poussée des bulles de vapeur<sup>4</sup>. Ces phénomènes peuvent provoquer :

- la déformation, voire la rupture, de structures et d'équipements : enveloppes métalliques entourant le cœur, plaque supérieure du cœur et tuyauteries du circuit primaire, dispositifs expérimentaux situés à la périphérie du cœur, équipements situés dans la piscine, cuvelage de la piscine du réacteur, batardeau de séparation entre la piscine et un canal de transfert, etc.
- l'éjection d'une masse d'eau (gerbe d'eau) dans le hall du bâtiment du réacteur.

À cet égard, il paraît très discutable d'utiliser des valeurs de rendement mécanique directement issues de l'analyse des essais effectués dans les réacteurs BORAX-1 et SPERT-1 et de l'accident du réacteur SL-1 (cette analyse faisant l'objet elle-même de fortes incertitudes), réacteurs peu représentatifs de ceux de type piscine. La figure 1 montre que, dans le cas du réacteur SL-1, le cœur était implanté dans un environnement relativement « contraint » par rapport au cas d'un réacteur de type piscine tel que représenté sur la figure 5. Il convient de souligner que, à l'extrême, la mise en contact de matériaux fondus et d'un liquide incompressible dans un environnement totalement rigide ne créerait pas de bulle de vapeur et ne libérerait pas d'énergie mécanique : l'énergie transférée au liquide servirait uniquement à chauffer celui-ci. Le concept de rendement mécanique est donc délicat à manipuler.

Une attention toute particulière doit donc être portée, pour chaque réacteur, aux effets mécaniques possibles des interactions thermodynamiques envisageables entre matériaux fondus et eau, en fonction de facteurs tels que la pression hydrostatique de l'eau de la piscine, les volumes et inerties des masses d'eau susceptibles d'être affectées, les raideurs et les inerties des structures métalliques internes et du cuvelage de la piscine, etc. En outre, la rigidité de « l'environnement » de la zone d'interaction peut ne pas être

**4**

Le travail associé à la détente des bulles de vapeur constitue une partie de l'énergie mécanique associée à l'explosion de vapeur.

homogène dans toutes les directions. Ceci peut induire une mise en mouvement d'eau selon une orientation préférentielle, par exemple vers le haut (« effet canon »).

Un code de calcul tel que MC3D peut permettre, avec une modélisation judicieusement adaptée, de simuler les phénomènes évoqués ci-dessus.

Néanmoins, eu égard à la complexité de ces phénomènes et aux incertitudes associées, l'IRSN considère qu'une approche complémentaire de nature expérimentale, fondée sur des essais appropriés réalisés sur maquettes, est souhaitable. Il convient de mentionner que, pour des réacteurs comme OSIRIS, le RHF et ORPHEE, des essais d'explosion ont été réalisés dans des maquettes de réacteurs à échelle réduite, afin principalement de conforter les évaluations par calcul du comportement des piscines (peau métallique et béton). Ces essais ont été réalisés en simulant l'explosion de vapeur par des charges explosives adaptées.

## 5/ Conclusion

L'accident qui a affecté le 3 janvier 1961 le réacteur de recherche SL-1, ainsi que des essais réalisés en 1954 dans le réacteur BORAX-1 et en 1962 dans le réacteur SPERT-1, ont montré que les réacteurs utilisant du combustible à base d'aluminium et d'uranium pouvaient être le siège, en cas d'apport soudain et important de réactivité dans le cœur, d'une libération violente d'énergie mécanique pouvant entraîner la destruction partielle ou totale du cœur du réacteur et des structures proches.

En France, ce type d'accident de réactivité, dénommé « BORAX », est pris systématiquement en compte pour la conception du confinement (enceinte du réacteur, systèmes de ventilation et de filtration, etc.) des réacteurs utilisant du combustible à base d'aluminium et d'uranium, refroidis à l'eau. L'IRSN considère que ceci reste à ce jour nécessaire, même si des enseignements ont été tirés de l'accident du réacteur SL-1, et plus généralement d'autres accidents ayant affecté des réacteurs nucléaires, en vue d'améliorer la prévention d'un apport massif et brutal de réactivité dans les réacteurs de recherche.

Par ailleurs, l'IRSN considère que l'utilisation de la valeur unique d'énergie thermique déposée dans le combustible retenue précédemment pour les réacteurs de recherche de ce type construits en France à partir de 1966 (135 MJ) doit être reconsidérée et qu'il convient, pour la définition de l'énergie thermique à retenir, de tenir compte :

- des possibilités d'insertion de réactivité dans le cœur ;
- des caractéristiques propres des réacteurs telles que la quantité de combustible dans le cœur, l'enrichissement du



combustible en uranium 235 et les coefficients de contre-réaction neutronique ;

- des réactions d'oxydation de l'aluminium.

L'énergie thermique ainsi évaluée n'est toutefois pas suffisante pour la conception du confinement du réacteur : il est nécessaire d'évaluer l'énergie mécanique susceptible de résulter des transferts de chaleur du combustible fondu à l'eau.

À cet égard, l'IRSN considère que les interactions thermodynamiques entre combustible fondu et eau doivent être étudiées pour tous les scénarios au cours desquels une fusion de combustible peut se produire en présence d'eau à l'état liquide. Par ailleurs, l'IRSN considère que l'évaluation de l'énergie mécanique associée à l'interaction thermodynamique nécessite une attention particulière, tenant compte des spécificités du réacteur étudié (masses d'eau impliquées, raideurs et inerties des structures avoisinantes), et que l'utilisation de valeurs de « rendement mécanique » indiquées dans la « littérature » peut être inappropriée.

L'approche précisée ci-dessus doit permettre d'appréhender les conditions auxquelles le confinement du réacteur serait soumis et de définir, en tenant compte des incertitudes de calcul et de l'impact possible de phénomènes mal modélisés (que ce soit pour l'évaluation de l'énergie thermique déposée dans le combustible, les transferts d'énergie à l'eau et les effets mécaniques induits), les chargements thermomécaniques à retenir pour la conception et le dimensionnement des structures de confinement du réacteur. Néanmoins, en l'état actuel des possibilités en matière de simulation et compte tenu de la complexité des phénomènes à modéliser et des incertitudes associées, des essais appropriés sur maquettes sont souhaitables pour conforter les évaluations par le calcul.

## 6/

# Références

1/ **Dietrich, J. R.** - Experimental Investigation of the Self-Limitation of Power During Reactivity Transients in a Subcooled, Water-Moderated Reactor, BORAX-I Experiments. Argonne National Laboratory, *Report No. ANL-5323*, 1954

2/ **Miller R. W. et al.** - Report on the SPERT-I destructive test program on the aluminium, plate-type, water-moderated reactor. U. S. AEC Research & Development, *Report No. IDO-16883*, June 1964

3/ Interim Report - SL-1 reactor accident on January 3<sup>rd</sup>, 1961. U. S. Atomic Energy Commission *Report No. IDO 19300*, May 15<sup>th</sup>, 1961.

4/ **Abou Yehia H., Berry J. L. et Sinda T.** - Prise en compte d'un accident de réactivité dans le dimensionnement des réacteurs de recherche. Communication AIEA, IAEA-SM 310/107 P. Colloque international sur la sûreté, l'exploitation et la modification des réacteurs de recherche, octobre 1989

5/ **Biaut G., Couturier J., Wilhem D., Liu P.** - Upgrading of the coupled neutronics-fluid dynamics code SIMMER to simulate the research reactors core disruptive RIA. International Conference on the Physics of Reactors (PHYSOR), Interlaken, Switzerland, September 14- 19, 2008

6/ **Liu. P., Gabrielli F., Rineiski A., Maschek W., Bruna G.** - Development of a plate-type fuel model for the neutronics and thermal-hydraulics coupled code SIMMER III and its application to the analyses of SPERT. *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 240, Issue 10, 3495-3503, 2010

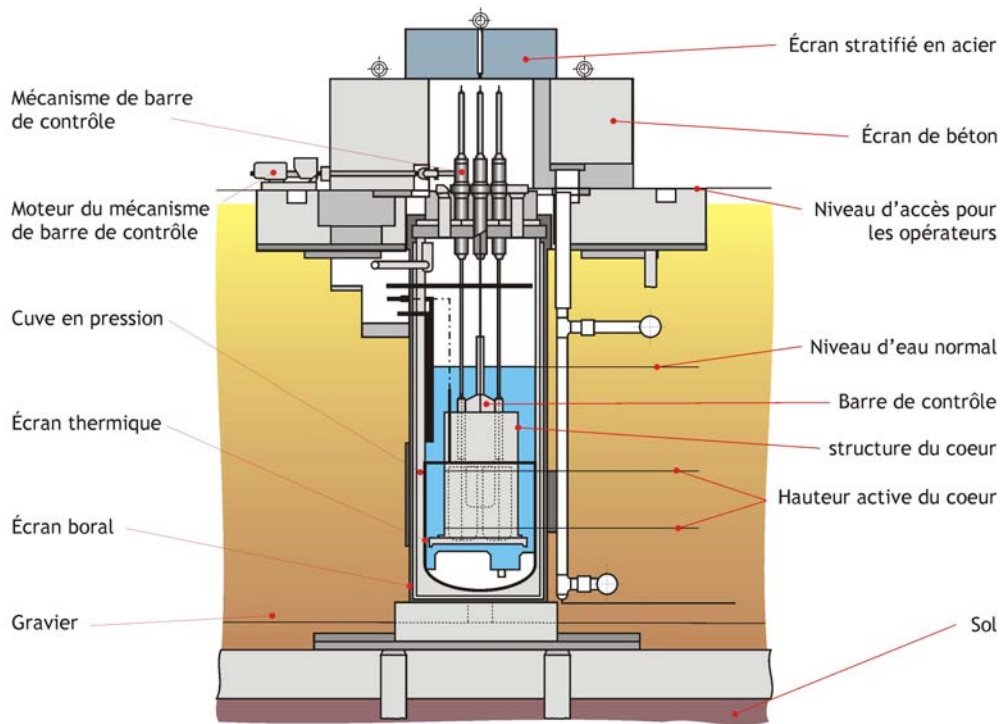


Figure 1.  
Vue en coupe du réacteur SL-1.

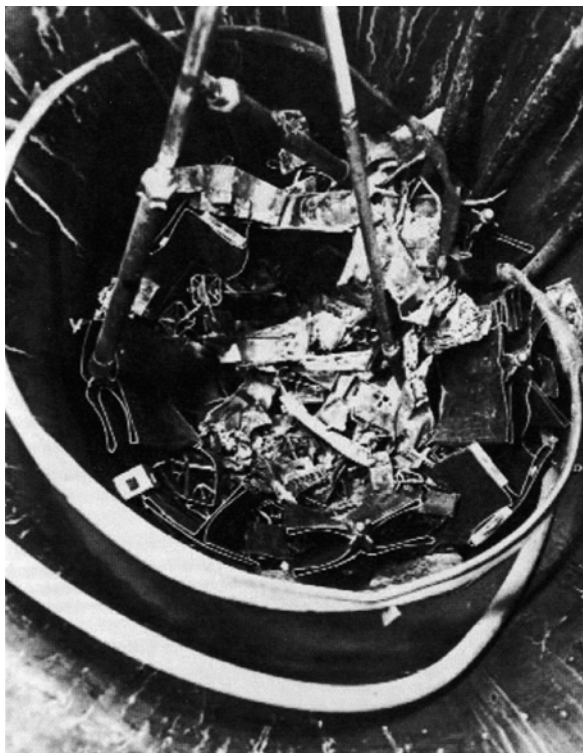


Figure 2.  
Vue du cœur du réacteur SL-1 après l'accident de réactivité survenu en 1961 - Trois des mécanismes de barres sont visibles.

Crédit photo : INL

Prise en compte des accidents de type « BORAX » pour les réacteurs de recherche 08/2011  
IRSN 2010/128

• Figures

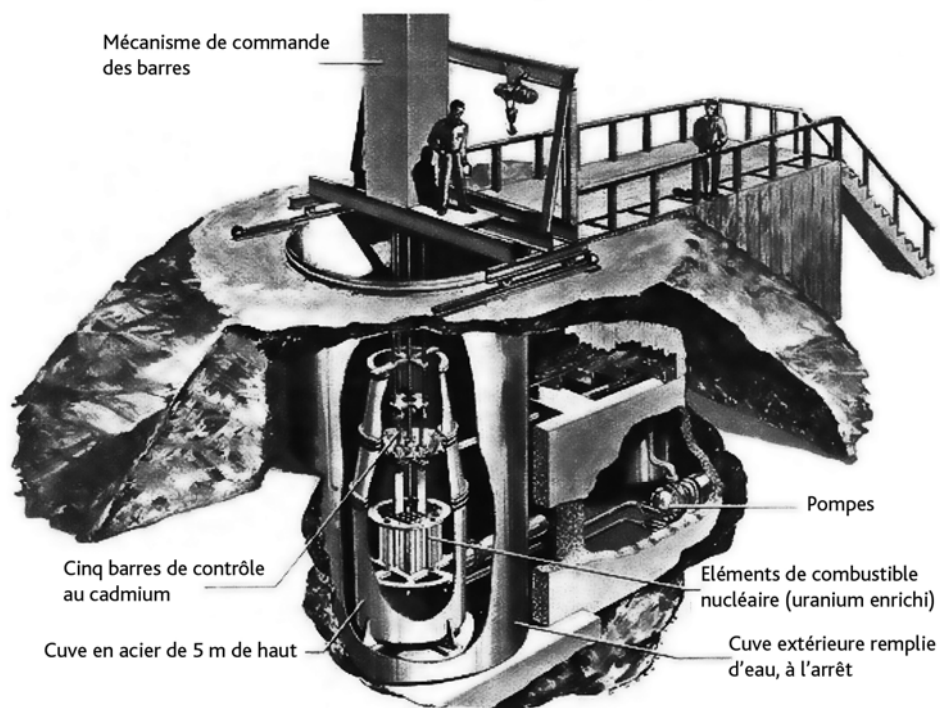


Figure 3.  
**Vue en coupe du réacteur BORAX-1.**

Crédit photo : DR



Figure 4.  
**Photographie prise lors de l'essai « destructif » du réacteur BORAX-1.**

Crédit photo : INL

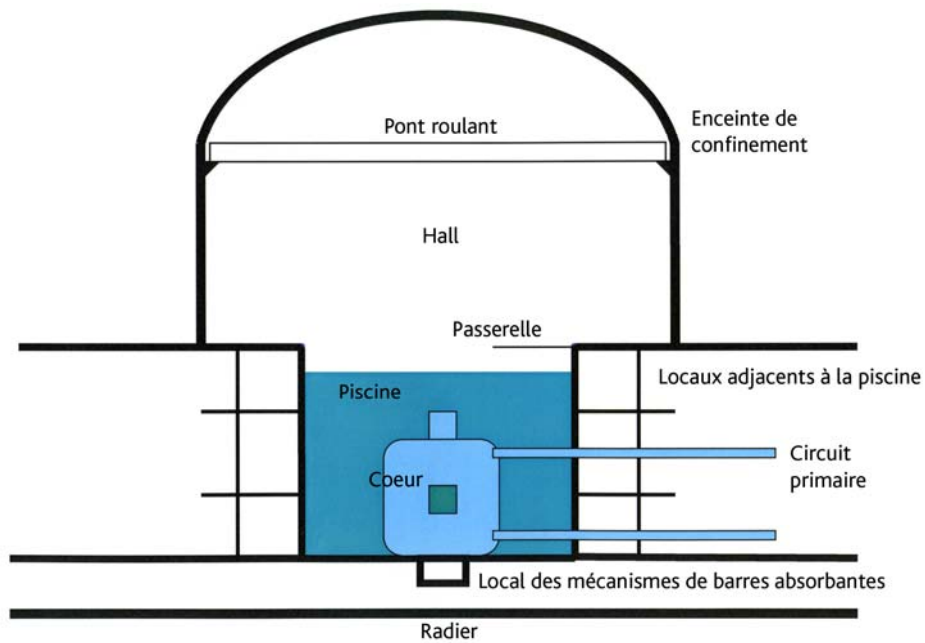


Figure 5.  
Schéma simplifié d'un réacteur  
de type piscine.

Réacteur Année de mise en service – année d'arrêt définitif	Pays	Puissance (MW)	Combustible	Accidents de fusion de combustible pris en compte <i>(fusion sous eau, sauf mention contraire)</i>  — Énergie thermique
HIFAR 1958-2007	Australie (Lucas Heights)	10	U-Al enrichi à environ 60 % en <sup>235</sup> U	Fusion complète du cœur induite par une perte du refroidissement primaire Fusion complète du cœur avec défaillance du confinement
RHF 1961	Pays-Bas (Petten)	50	Initialement U-Al enrichi à 91 % en <sup>235</sup> U, puis U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al enrichi à environ 20 % en <sup>235</sup> U	Pas d'accidents de fusion Accident de réactivité exclu (notamment, circulation de l'eau s'opposant à l'éjection d'absorbants) Bouchage d'un canal de refroidissement dans un assemblage : ne mène pas à la fusion
BR2 1963	Belgique (Mol)	100	U-Al enrichi à environ 93% en <sup>235</sup> U	Excursion de puissance conduisant à la fusion du cœur, suivie d'une interaction aluminium-eau — 200 MJ
SAFARI-1 1965	Afrique du Sud (Pelindaba)	20	U-Al enrichi à 87 %-93 % en <sup>235</sup> U	Fusion complète du cœur accompagnée d'une défaillance des systèmes de ventilation
OSIRIS 1966	France (Saclay)	70	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al enrichi à environ 20 % en <sup>235</sup> U	Excursion de puissance conduisant à la fusion complète du cœur, suivie d'une interaction aluminium-eau — 135 MJ Fusion d'un assemblage « à l'air », lors d'une manutention
RHF 1971	France (Grenoble)	57	U-Al enrichi à 93 % en <sup>235</sup> U (total aluminium : 60 kg)	Excursion de puissance conduisant à la fusion du cœur (un assemblage), suivie d'une interaction aluminium-eau — 135 MJ Découvrement et fusion du cœur (assemblage) « à l'air »
ORPHEE 1980	France (Saclay)	60	U-Al enrichi à 93 % en <sup>235</sup> U (total aluminium : 57,5 kg)	Excursion de puissance conduisant à la fusion complète du cœur, suivie d'une interaction aluminium-eau (3) — 135 MJ Fusion d'un assemblage « à l'air », lors d'une manutention (3)
RSG-GAS 1987	Indonésie (Serpong)	30	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al enrichi à environ 20 % en <sup>235</sup> U	Fusion d'un élément combustible induite par un bouchage de canal (1) Transitoire avec défaillance postulée du système de protection (ATWS <sup>1</sup> ) conduisant à la fusion de 5 éléments combustibles (2)
FRM-II 2004	Allemagne (Garching)	20	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al enrichi à environ 90 % en <sup>235</sup> U	Fusion complète du cœur induite par une perte du refroidissement primaire ou par un accident de réactivité, avec défaillance du système de protection (2) – Pas d'interaction aluminium-eau
OPAL 2007	Australie (Lucas Heights)	20	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al enrichi à environ 20 % en <sup>235</sup> U	Fusion de 36 « cibles » d'UMo, induite par une perte de refroidissement (2) Fusion de 3 plaques combustibles induite par un bouchage partiel de canaux dans un assemblage (2)

Tableau 1. Accidents de fusion de combustible pris en compte pour différents réacteurs d'expérimentation.

<sup>1</sup> ATWS: « Anticipated Transient Without Scram »

Réacteur Année de mise en service – année d'arrêt définitif	Pays	Puissance (MW)	Combustible	Accidents de fusion de combustible pris en compte  (fusion sous eau, sauf mention contraire)
RJH En construction	France	100	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al enrichi à environ 27 % en <sup>235</sup> U (quantité d'aluminium : 114 kg) (ultérieurement, UMo-Al enrichi à environ 20 % en <sup>235</sup> U)	Bouchage d'un canal d'eau dans un assemblage (1) Au stade du dossier d'options de sûreté, fusion de 50 % du cœur sous eau avec interaction aluminium-eau, énergie thermique déposée de 135 MJ  <i>Nb : dénoyage d'un assemblage, fusion complète du cœur « à l'air » : événements explicitement exclus (prévention appropriée)</i>
CARR Première divergence en mai 2010	Chine	60	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al enrichi à environ 20 % en <sup>235</sup> U	Bouchage de quelques canaux dans un assemblage (1) Fusion de trois assemblages (2) considérée pour le dimensionnement du PUI

Le statut des différents accidents répertoriés dans ce tableau n'est pas toujours très clair, à la lumière des éléments dont l'IRSN dispose. Ce statut n'est mentionné ici que lorsqu'il n'y a pas d'ambiguïté, notamment pour les réacteurs les plus récents :

- (1) accident étudié dans le domaine « du dimensionnement », selon la pratique adoptée, notamment en France, pour la conception des réacteurs et leur démonstration de sûreté. Ce domaine conduit à étudier différentes conditions de fonctionnement, correspondant aux états stables et transitoires normaux d'exploitation, à des incidents et à des accidents ; elles sont classées en quatre catégories ;
- (2) accident étudié dans un cadre « hors dimensionnement » (mais servant néanmoins à concevoir (dimensionnement compris) certains équipements et systèmes permettant d'en limiter les conséquences, tels que l'enceinte de confinement, les systèmes de ventilation et de filtration, ainsi que de refroidissement post-accidentel) ;
- (3) dans le cadre du réexamen de sûreté qui vient d'être achevé pour le réacteur ORPHEE, l'exploitant a mis en œuvre une démarche de conception et de démonstration de sûreté fondée sur l'étude de conditions de fonctionnement, comme précisé au nota (1) ci-dessus ; les deux accidents cités sont étudiés dans un cadre « hors dimensionnement » : voir le nota (2).

Réacteur	Description	Masses totales d'Al et d'U (kg)	Réactivité insérée ( $\beta$ ) <sup>[1]</sup>	T <sub>L</sub> (ms)	Pic de puissance (MW)	Energie thermique déposée (MJ)	Energie chimique dégagée (MJ)	Température maximale du combustible (°C)	Pic de pression (bar)	Dégâts constatés sur le cœur
BORAX-1	Essai destructif	100/4,2	3,1	2,6	< 19000	135	Non déterminée	< 1800	400 - 700	Fusion étendue du cœur du réacteur
SL-1	Accident	189/14	3,0	3,6	~ 19000	133 ± 10	24 ± 10	> 2075	700	~ 20 % cœur fondu ~ 2 % cœur vaporisé
SPERT-1	Derniers essais non destructifs	51/3,8	2,6	5,0	1130	11	-	585	0,5	> 0,5 % cœur fondu
	Essai destructif		2,7	4,6	1270	19	-	680	0,5	~ 2 % cœur fondu
			3,55	3,2	2250	31	3,5	1360	< 300	~ 35 % cœur fondu

Tableau 2.

**Résumé des événements d'excursion de puissance de type « BORAX » (combustible à plaques d'U-Al avec de l'uranium hautement enrichi en uranium 235).**

**[1]**

Le dollar ( $\beta$ ) représente la proportion de neutrons retardés du réacteur et aussi la quantité de réactivité qui, si elle est ajoutée lorsque le réacteur fonctionne, entraîne un emballement de la réaction en chaîne par les seuls neutrons prompts.

**[2]**

Période du réacteur (T) : pour un échelon de réactivité  $\Delta\rho > \beta$ , la population neutronique évolue sous forme exponentielle  $n(t) = n_0 \exp(t/T)$  avec  $1/T = (\Delta\rho - \beta) / l$  (asymptote des équations de Nordheim), avec :  
l : durée de vie des neutrons prompts  
 $\beta$  : fraction de neutrons retardés