

# Les évolutions de l'industrie nucléaire suite à l'accident de Tchernobyl

## Sommaire

- Le scénario de l'accident
- La sûreté des centrales nucléaires des pays d'Europe de l'Est
- Les réacteurs RBMK
- Les réacteurs VVER
- Le site de Tchernobyl aujourd'hui
- L'amélioration des dispositifs techniques des centrales d'Europe de l'Est
- Les enseignements de l'accident de Tchernobyl pour les centrales occidentales
- Accident grave dans un réacteur à eau pressurisée
- Accident de réactivité
- Les scénarios de bouchon d'eau claire sur les REP
- Le programme CABRI-CIP
- Trois phénomènes pouvant conduire à la ruine brutale du confinement
- Réflexion spécifique pour les réacteurs à neutrons rapides et les réacteurs expérimentaux
- Inhibitions des systèmes de sauvegarde
- Les études et recherches menées par l'IRSN dans le domaine des accidents graves
- Les codes de calcul
- Les programmes expérimentaux de l'IRSN
- Les Études Probabilistes de Sûreté de niveau 2 (dites EPS2)
- La sûreté du réacteur EPR
- La notion de culture de sûreté



L'accident de Tchernobyl a conduit à évaluer la sûreté des réacteurs nucléaires des pays de l'Europe de l'Est dès que la coopération entre ces pays et les pays occidentaux est réellement devenue possible, au début des années 90. Des points faibles ont été mis en évidence dans la conception des réacteurs, la qualité de leur construction et la fiabilité de leur exploitation. Quant au site même, 20 ans après l'accident, il ne produit plus d'électricité ce qui réduit fortement les risques. Il faut encore parfaire la sécurisation du réacteur accidenté et procéder au démantèlement des trois tranches non accidentées.

On peut ici rappeler le [scénario](#) de ce 26 avril 1986.

À l'Est, des leçons ont été tirées au niveau des réacteurs eux-mêmes, aussi bien les réacteurs RBMK (le type des réacteurs installés à Tchernobyl) que les réacteurs à eau pressurisée (les VVER, dont la conception d'ensemble se rapproche de celle des réacteurs occidentaux). La modernisation des réacteurs, mais aussi l'amélioration de leur exploitation et de leur contrôle, ainsi que le devenir du site ont fait l'objet de programmes d'aide et de coopération internationale, notamment européenne, ainsi que d'une initiative franco-allemande. Il est indispensable que ces programmes soient poursuivis, que la vigilance ne s'étiolle pas et que les pays de l'Europe de l'Est parviennent à assurer un niveau de sécurité satisfaisant de leurs installations nucléaires.

À l'Ouest, la sûreté des centrales s'est améliorée au cours des 20 dernières années. L'accident de Tchernobyl a plus spécialement relancé les études sur les accidents de réactivité. Des recherches poussées ont débouché sur un résultat nouveau : les périodes d'arrêts programmés des réacteurs présentent des dangers. On a notamment trouvé des séquences accidentelles mettant en jeu la dilution du bore, un élément permettant la maîtrise de la réaction nucléaire. Des travaux initiés après l'accident de Three Mile Island ont abouti à la réduction des conséquences d'un possible accident, notamment le passage des éventuels rejets dans un filtre qui réduit leur nocivité et la mise en service de recombinants pour éviter une explosion d'hydrogène.

D'autres études ont été menées sur les accidents graves. C'est ainsi que le programme Phébus PF a étudié les produits de fission. L'IRSN est reconnu mondialement dans ce domaine des accidents graves et, pour cette raison, a été choisi pour diriger un réseau d'excellence européen, le réseau SARNET. D'autres programmes internationaux ont également été lancés.

Ces études ont amené des évolutions de la conception des réacteurs, tout particulièrement du réacteur EPR.

La notion de culture de sûreté est un produit direct de l'accident de Tchernobyl. Elle a été reprise par tous les secteurs exposés à des risques importants. Cette notion, délicate à cerner, met l'accent sur les responsabilités partagées de la gestion des risques. Partagées entre l'ingénierie, le personnel d'exploitation, les managers, les directions, les organismes de contrôle et l'État.

## Le scénario de l'accident

### La centrale de Tchernobyl

La tranche 4 de la centrale de Tchernobyl est un réacteur RBMK de 1000 MW(e), en service depuis 1983. Il contient 1 681 tubes de force enfermant le combustible (soit 190 tonnes d'oxyde d'uranium enrichi) et un empilement de graphite comme modérateur, le tout refroidi par une circulation d'eau sous pression.

### Les causes de l'accident

Points faibles de conception et violation des procédures de conduite constituent les deux principaux éléments à l'origine de l'accident.

La conception initiale des réacteurs RBMK comportait de graves défauts du point de vue de la sûreté. En particulier, le contrôle du réacteur était difficile aux faibles niveaux de puissance, niveaux où il était instable. Le respect scrupuleux des procédures de conduite du réacteur aurait donc été particulièrement nécessaire. Lors d'un essai, le réacteur a été amené dans ces conditions instables. Plusieurs sécurités ont pourtant été inhibées pour mener à bien un essai qui s'est donc déroulé dans des conditions non prévues, avec les conséquences que l'on sait.



### Un engrenage fatal

**Entre 13 h et 23 h**, la baisse de puissance commence pour rejoindre la puissance prévue pour l'essai (environ 700 MWth). Mais, à la requête du centre de distribution électrique, le réacteur doit être maintenu à mi-puissance pour répondre à la demande d'électricité. Des barres de contrôle sont progressivement extraites du cœur pour maintenir la puissance.

**Vers 23 h**, la réduction de puissance reprend. Des barres de contrôle sont extraites de nouveau : le réacteur ne fonctionne plus dans son domaine de stabilité.

**A 1h 15'**, en violation de la procédure, les opérateurs décident d'effectuer l'essai prévu et bloquent les signaux d'arrêt d'urgence sur "bas niveau" et "basse pression" dans les séparateurs de vapeur.

**A 1h 22'**, le calculateur indique que l'équivalent de seulement 6 à 8 barres de contrôle sont insérées dans le cœur, alors que l'arrêt

immédiat doit être déclenché dès qu'il n'y a plus que l'équivalent de 15 barres. Le personnel présent décide toutefois de continuer l'essai.

**A 1h 23' 04"**, les vannes d'admission de la turbine sont fermées pour démarrer l'essai proprement dit, ce qui augmente la réactivité (par augmentation du taux de vide).

**A 1h 23' 40"**, le chef opérateur donne l'ordre manuel d'insertion rapide des barres de contrôle, mais compte tenu de la conception des barres, ceci commence par accroître la réactivité.

**A 1h 23' 44"**, le pic de puissance est atteint.

### Explosions, puis incendie

Dans le coeur, les crayons de combustible se fragmentent. Les pastilles d'oxyde d'uranium, surchauffées, explosent, ce qui entraîne une interaction rapide entre le combustible et l'eau, conduisant à la rupture des tubes de force, puis au soulèvement de la dalle supérieure du réacteur (d'un poids de 2 000 tonnes). Des débris incandescents sont projetés et allument différents foyers d'incendie. Il faudra trois heures aux pompiers pour les éteindre. Du 27 avril au 10 mai, 5 000 tonnes de matériaux (sable, bore, argile, plomb...) sont déversées par hélicoptère pour recouvrir le réacteur.

Crédit photo : (c) Igor Kostine / Corbis

Pour en savoir plus :

[AIEA, 1992, INSAG-7 The Chernobyl Accident](#)

[AEN, Le site et la séquence accidentelle](#)

## La sûreté des centrales nucléaires des pays d'Europe de l'Est

### Le constat : une sûreté insuffisante

Le principal constat de l'accident de Tchernobyl, c'est bien sûr l'insuffisance de la sûreté des centrales dans les pays d'Europe de l'Est. À l'Ouest, on savait relativement peu de choses du nucléaire civil soviétique qui faisait l'objet d'un secret très strict.

L'examen de la situation a révélé des défauts :

- de conception, notamment sur le réacteur RBMK (type Tchernobyl), mais aussi, dans une moindre mesure, sur les réacteurs VVER ;
- de construction ;
- d'exploitation.

Huit pays d'Europe de l'Est, dont quatre sont aujourd'hui membres de l'Union européenne, exploitent au total 62 réacteurs électronucléaires de conception soviétique. Ces réacteurs complètent un parc de centrales thermiques dans l'ensemble très anciennes.

Or, les experts internationaux ont constaté après 1986 des déficiences de sûreté plus ou moins graves selon les types de réacteurs, qui appelaient des améliorations ou la recherche d'un arrêt anticipé.

Les pays membres de l'Union européenne, ou candidats à l'adhésion, ont décidé d'arrêter de façon anticipée leurs réacteurs jugés les moins sûrs. Les autres, en revanche, s'orientent vers l'exploitation des réacteurs existants jusqu'à leur fin de vie. Voire, comme l'a annoncé la Russie, vers la prolongation de leur durée d'exploitation.

Le développement du programme électronucléaire de l'Union soviétique et de ses satellites en Europe de l'Est a reposé sur deux grandes filières de réacteurs utilisant des principes de fonctionnement très différents :

- les réacteurs à eau sous pression (**VVER**) dont le principe de fonctionnement est proche de celui des réacteurs à eau sous pression occidentaux (50 réacteurs fonctionnent aujourd'hui en Russie, Ukraine, République Tchèque, Slovaquie, Hongrie, Bulgarie et Arménie) ;
- les réacteurs à tubes de force (**RBMK**) de type Tchernobyl (12 réacteurs en Russie et Lituanie).

Les points faibles de sûreté les plus importants ont été constatés sur les réacteurs VVER les plus anciens et surtout sur les réacteurs RBMK. Moyennant la réalisation de programmes d'amélioration, les VVER des deux générations les plus récentes (VVER 440/ 213 et VVER 1000) peuvent être amenés à un niveau de sûreté suffisant pour la poursuite de leur exploitation jusqu'à leur fin de vie prévue.

S'agissant du [site de Tchernobyl](#), il ne produit plus d'électricité depuis l'an 2000. Les risques associés sont essentiellement locaux. Il reste à régler les problèmes de démantèlement des réacteurs — problèmes qui se posent à toutes les centrales nucléaires —, à assurer un confinement adéquat du réacteur accidenté et à traiter les stockages de matériels et déchets contaminés, mis en place dans l'urgence en 1986 aux environs de la centrale.

## Les leçons : une coopération soutenue pour améliorer la sûreté

La coopération internationale a soutenu l'amélioration des dispositifs techniques, le développement d'une culture de sûreté et le remplacement des réacteurs les plus anciens. Le site de Tchernobyl a fait, et fait encore, l'objet d'un soutien pour le réacteur accidenté et pour le démantèlement des trois autres réacteurs.

A partir du début des années 1990, la communauté internationale a fait de la sûreté des réacteurs en Europe de l'Est l'une de ses priorités traitée dans le cadre d'une politique de coopération qui est encore suivie aujourd'hui. La politique alors mise en œuvre sous l'impulsion des pays du G7 a consisté à :

- répondre aux problèmes les plus urgents rencontrés dans les centrales nucléaires (amélioration de la sûreté d'exploitation, [amélioration des dispositifs techniques](#)) ;
- soutenir le développement d'une véritable [culture de sûreté](#) avec, notamment, le renforcement, voire la création, d'autorités de sûreté indépendantes. Au moment de la disparition de l'URSS, plusieurs pays ayant recours à l'énergie nucléaire ne disposaient pas d'une autorité de sûreté nationale et aucun ne possédait un régime réglementaire comparable à ceux alors en vigueur en Occident ;
- favoriser une amélioration durable de la sûreté nucléaire en contribuant au remplacement des réacteurs les plus anciens par des sources d'énergie de substitution, en recherchant une meilleure maîtrise de l'énergie et en participant au financement des programmes d'amélioration des centrales nucléaires les plus récentes ;
- assurer la [mise en sécurité du réacteur](#) accidenté à Tchernobyl en soutenant le projet d'une nouvelle protection et en renforçant le sarcophage actuel ;
- aider au [démantèlement de la centrale de Tchernobyl](#).

La coopération internationale mise en œuvre dans le cadre de cette politique s'appuie sur des actions bilatérales, sur celles menées par l'Union européenne et sur les fonds internationaux gérés par la BERD. Ces fonds ont été créés pour financer des améliorations techniques de sûreté, la construction d'un nouveau sarcophage à Tchernobyl et le démantèlement de réacteurs (en Ukraine, Bulgarie, Lituanie et Slovaquie). Au total, près de 4 milliards d'euros ont été consacrés à cette politique en une quinzaine d'années.

Au cours de cette période, la sûreté nucléaire en Europe de l'Est a enregistré des avancées importantes :

- L'environnement juridique international a évolué de façon favorable à la sûreté nucléaire avec l'entrée en vigueur de conventions sur la sûreté nucléaire et sur la sûreté de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs.
- Une autorité de sûreté et une réglementation largement complétée sont maintenant en place dans chacun des pays. Les programmes de coopération, en grande partie financés par l'Union européenne, prévoient en outre qu'un appui (expertise de sûreté de référence) est fourni aux autorités nationales, principalement par le GEIE Riskaudit, filiale de l'IRSN et de la GRS, homologue allemand de l'IRSN.
- S'agissant des réacteurs nucléaires, ceux qui ont été identifiés au début des années 1990 comme présentant les déficiences de sûreté les plus sérieuses, ont été définitivement arrêtés ou ont fait l'objet d'une décision de fermeture anticipée dans les pays membres de l'Union européenne ou candidats à l'adhésion. En outre, le dernier réacteur de la centrale de Tchernobyl a été arrêté fin 2000.
- Des programmes d'amélioration ont été réalisés sur les réacteurs les plus récents, ou sont en cours de mise en œuvre, pour les amener à un niveau de sûreté jugé acceptable au plan international pour une poursuite d'exploitation jusqu'à leur fin de vie.

Pour autant, les pays d'Europe de l'Est devront fournir un effort soutenu, sur la durée, pour achever l'amélioration de leurs réacteurs électronucléaires, démanteler les réacteurs les plus anciens ou les moins sûrs et maintenir un niveau de sûreté d'ensemble satisfaisant.

***Pour en savoir plus sur la coopération avec les pays de l'Europe de l'Est, consultez :***

- [Le site de l'Union Européenne](#)
- [Le site de la BERD](#)

- Le rapport AIEA de 1999 sur la sûreté des réacteurs des pays de l'Est

## Les réacteurs RBMK

Les réacteurs RBMK sont des réacteurs à neutrons thermiques utilisant le graphite comme modérateur et l'eau légère bouillante comme fluide caloporteur. Le combustible est de l'oxyde d'uranium enrichi en uranium 235. L'enrichissement d'origine était de 2 %. Il atteint aujourd'hui 2,6 %.

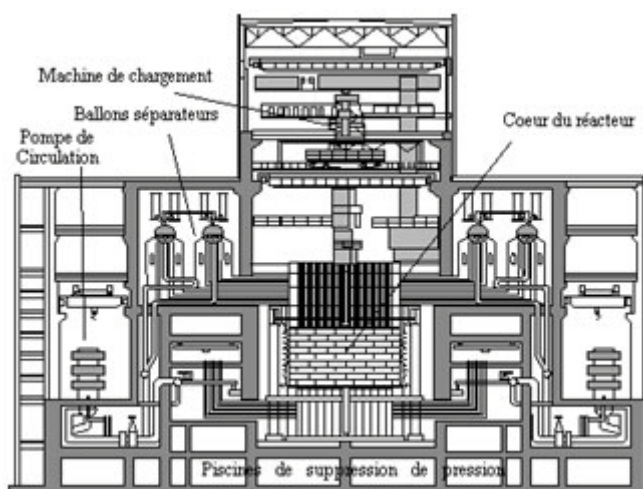
Chaque assemblage combustible est contenu dans un « tube de force » à l'intérieur duquel circule le fluide de refroidissement. Les tubes de force, environ 1700, sont placés verticalement dans l'empilement de graphite. L'ensemble repose sur une structure mécano-soudée contenue dans une cavité en béton. Au-dessus du réacteur, une « machine de chargement » permet le renouvellement du combustible de manière continue pendant l'exploitation. Le contrôle de la réactivité est assuré par environ 200 barres absorbantes de neutrons, réparties dans tout le cœur du réacteur. Les barres sont placées dans des tubes de force analogues à ceux qui contiennent les assemblages combustibles.

Deux boucles indépendantes assurent le refroidissement du réacteur. Chaque boucle comprend deux ballons séparateurs et quatre pompes de re-circulation (3 en fonctionnement et 1 en réserve). Le mélange d'eau et de vapeur qui sort de chaque tube de force après passage dans le réacteur arrive directement par une tuyauterie dans un des ballons séparateurs. Depuis ces ballons séparateurs, la vapeur est envoyée à la turbine alors que l'eau retourne vers les collecteurs et les pompes de re-circulation, qui alimentent les tubes de force au moyen d'un système de sous-collecteurs et de tuyauteries.

Un circuit de refroidissement de secours permet de refroidir le cœur en cas de brèche du circuit principal de refroidissement (rupture d'une tuyauterie du circuit de circulation, rupture d'un conduit de vapeur ou rupture d'une tuyauterie d'alimentation en eau).

**Les avantages** en faveur de ce type de réacteur sont, d'après le concepteur, l'absence de cuve sous pression, l'absence de générateur de vapeur, le renouvellement du combustible de manière continue et donc la souplesse du cycle du combustible, la possibilité de régler le débit de refroidissement canal par canal et, par conséquent, de contrôler chacun d'entre eux tant du point de vue thermique que du point de vue de l'intégrité des gaines du combustible.

**Les inconvénients** sont : la complexité du système de distribution et de collecte du fluide de refroidissement, la forte accumulation d'énergie thermique dans les structures métalliques et le graphite, l'absence d'enceinte de confinement, la difficulté de contrôle du cœur.





## Le parc des réacteurs RBMK

### Hier et aujourd'hui

Au moment de l'accident de Tchernobyl, le parc des RBMK comptait 17 réacteurs en fonctionnement :

- 11 en Russie, de puissance 1000 MWe chacun, répartis sur trois centrales : Leningrad (4 réacteurs), Koursk (4 réacteurs) et Smolensk (3 réacteurs)
- 4 en Ukraine (Centrale de Tchernobyl), 1000 MWe chacun
- 1 en Lituanie (Centrale d'Ignalina), 1500 MWe.

Le second réacteur d'Ignalina n'était pas encore en fonctionnement au moment de l'accident de Tchernobyl. Il fut mis en service en décembre 1986 ; tout comme le troisième réacteur de Smolensk, mis en service en 1990. Depuis, tous les réacteurs de Tchernobyl ont été mis à l'arrêt définitif, ainsi que les deux réacteurs de la centrale d'Ignalina. Il reste donc, à ce jour, 11 réacteurs RBMK en exploitation tous en Russie.

### Les perspectives

Les 11 réacteurs russes sont aujourd'hui dans une logique de poursuite de leur exploitation et de prolongation de leur durée de vie de conception. Cette dernière qui était initialement de trente ans serait portée à environ 45 ans. Les experts russes justifient cette logique par les importants programmes de modernisation mis en œuvre de manière spécifique sur chacun des réacteurs du parc. Si cette politique était menée à son terme, le dernier réacteur RBMK (Smolensk 3), mis en service en 1990, pourrait fonctionner jusqu'en 2035.

## Les principaux défauts de sûreté de la conception initiale des réacteurs RBMK

Avant l'accident de Tchernobyl, les connaissances disponibles dans les pays occidentaux sur les réacteurs RBMK étaient très limitées. La sûreté de leur fonctionnement n'avait jamais fait l'objet d'évaluation approfondie. Après la catastrophe, d'importants efforts internationaux furent mis en œuvre pour l'étude de ces réacteurs et l'évaluation de leur niveau de sûreté. Les études menées ont conduit à l'identification de nombreux défauts de conception dont les principaux étaient les suivants.

### **Coefficient (effet) positif de température**

un coefficient positif de température signifie qu'une augmentation de la température du cœur du réacteur se traduit par une augmentation de la réactivité. Cette dernière conduit à une nouvelle augmentation de la puissance et de la température, et ainsi de suite. De cette manière, une perturbation initiale (augmentation de la puissance ou de la température) qui se produit dans le cœur du réacteur se trouvera amplifiée par cet effet. Il s'agit donc d'un effet « déstabilisant » qui rend difficile le contrôle du réacteur.

Dans les réacteurs à eau sous pression, qui constituent le parc français, le coefficient de température est, par conception, négatif. Ce qui lui confère un effet stabilisant. Il s'agit d'une exigence de sûreté imposée par la réglementation.

### **Système d'arrêt d'urgence**

Ce système, que l'on peut comparer au système de freinage d'une voiture, est sans doute le plus important des systèmes de sûreté d'un réacteur nucléaire. Il est constitué de barres fortement absorbantes de neutrons, réparties dans tout le cœur du réacteur. La forte absorption de neutrons permet à ces barres d'étouffer rapidement la réaction en chaîne lors de leur insertion dans le cœur, et d'arrêter ainsi le réacteur. Dans sa conception initiale (avant l'accident), le système d'arrêt d'urgence des RBMK présentait des carences significatives :

- Temps d'insertion des barres trop long
- Mauvaise conception des crayons absorbants, qui provoquait, au début de leur insertion, une augmentation de la réactivité et donc de la puissance au lieu de sa diminution
- Fiabilité insuffisante du système dans son ensemble.

## Insuffisance de la capacité de dépressurisation du système de confinement

Les RBMK ne disposent pas d'enceinte de confinement comme celle qui entoure un réacteur de type REP. En revanche, ils disposent de plusieurs compartiments étanches, destinés à assurer le confinement de différentes zones du réacteur. Ils sont conçus en prenant en compte les événements qui peuvent se produire dans ces zones et leurs conséquences potentielles. Le système de confinement doit en particulier permettre l'évacuation des surpressions qui peuvent résulter de certaines situations accidentelles (brèche ou rupture d'une tuyauterie par exemple). Les études post-Tchernobyl ont révélé que la capacité de ce système à remplir sa fonction était de loin insuffisante. En effet, il avait été conçu pour faire face à la rupture d'un tube de force. Les ruptures multiples de tubes de force (comme cela fut le cas lors de l'accident de Tchernobyl) n'étaient donc pas couvertes par cette conception.

## Les améliorations de sûreté post-Tchernobyl des réacteurs RBMK

En matière d'améliorations de sûreté des réacteurs RBMK, il convient de distinguer deux principales étapes : **1) les mesures post-Tchernobyl**, destinées à enrayer (ou à réduire autant que possible), dans les meilleurs délais, les défauts de conception les plus graves ; **2) les programmes de modernisation**, destinés à revoir en profondeur toutes les questions liées à la sûreté du fonctionnement de ces réacteurs : physique du cœur, systèmes de sûreté, systèmes de sauvegarde, pilotage du réacteur, facteur humain, etc.

**1) Les mesures post-Tchernobyl** : Mises en oeuvre immédiatement après l'accident, sur tous les réacteurs RBMK, elles devaient remédier aux principaux défauts de la conception initiale.

- Réduction du coefficient (effet) positif de température : Pour réduire l'effet déstabilisant du coefficient positif de température des RBMK, les deux principales mesures ont été :
  - l'ajout, dans le cœur du réacteur, d'un certain nombre de barres absorbantes fixes en remplacement d'assemblages de combustible, et
  - l'augmentation progressive de l'enrichissement du combustible.Sans rendre le coefficient négatif, ces mesures ont contribué à le réduire significativement.
- Modification du système d'arrêt d'urgence : Pour remédier aux défauts de ce système, les mesures immédiates d'amélioration ont été les suivantes :
  - Installation d'un système d'arrêt rapide (24 nouvelles barres)
  - Modification de la conception des barres absorbantes
  - Installation de nouveaux signaux d'alarme pour le déclenchement de l'arrêt d'urgence.
- Amélioration de la capacité de dépressurisation du système de confinement : Des modifications ont été apportées à ce système pour en augmenter la capacité d'évacuation et de dépressurisation lors de situations accidentelles. Il s'agit principalement d'un système de réduction de la pression par condensation de la vapeur.

**2) Les programmes de modernisation** : Au-delà des modifications génériques rappelées ci-dessus, un programme de modernisation spécifique a été conçu pour chaque réacteur. Les systèmes de sûreté les plus importants (comme par exemple le système d'arrêt d'urgence) ont été entièrement remplacés par de nouveaux systèmes plus modernes et plus fiables.

Une évaluation approfondie de la sûreté des réacteurs RBMK, après modernisation, a été menée par des groupes d'experts internationaux, à travers les deux cas concrets spécifiques des réacteurs Kursk 1 (1000 MWe) et Ignalina 2 (1500 MWe). Dans les deux cas, les conclusions ont souligné une amélioration très sensible de la sûreté de leur fonctionnement par rapport à leur situation initiale.

## Les réacteurs VVER

Les réacteurs VVER sont des réacteurs à eau sous pression dont le principe de fonctionnement est proche de celui des réacteurs à eau sous pression occidentaux. Il existe trois générations de réacteurs VVER :

- les **VVER 440 – modèle 230** (première génération). Ces réacteurs comportent 6 boucles isolables, avec des générateurs de vapeur horizontaux
- les **VVER 440 – modèle 213** (deuxième génération). Ces réacteurs comportent 6 boucles isolables, avec des générateurs de vapeur horizontaux
- les **VVER 1000 – modèle 1000** (troisième génération). Ces réacteurs à quatre boucles primaires sont logés dans une enceinte de confinement en béton précontraint, avec peau d'étanchéité. La limitation de la pression y est assurée par un système d'aspersion.

## Les points forts de sûreté de ces types de réacteurs

### Pour les réacteurs VVER 440, modèle 230 :

- Les grandes masses d'eau contenues dans le circuit primaire et dans les générateurs de vapeur, ainsi que la faible puissance linéique du combustible, donnent une inertie importante à l'installation. En cas d'anomalie, les délais disponibles pour intervenir sont plus longs que pour les réacteurs à eau sous pression occidentaux.
- L'existence de vannes spécifiques sur les boucles primaires, qui permettent aux opérateurs d'isoler une boucle ou un générateur de vapeur accidenté.
- L'utilisation de pompes primaires à rotor noyé, qui évite les problèmes liés à l'étanchéité des joints.

**Pour les réacteurs VVER 440, modèle 213 :** Outre les avantages associés à la première génération de réacteurs, ces réacteurs de deuxième génération présentent des améliorations importantes :

- Ils sont équipés de meilleurs systèmes de confinement et de sauvegarde, capables, en principe, de faire face à la rupture complète d'une tuyauterie du circuit primaire
- Le matériau de la cuve du réacteur résiste à la fragilisation neutronique.

### Pour les réacteurs VVER – 1000 :

- Les systèmes de sauvegarde présentent une triple redondance fonctionnelle,
- Les bases de dimensionnement sont comparables à celles des réacteurs occidentaux.

## Les points faibles

### Pour les réacteurs VVER 440, modèle 230 :

La « défense en profondeur », incluant la prévention, la protection, la sauvegarde, l'atténuation des conséquences d'un accident, est souvent mise en défaut. Les principaux inconvénients sont :

- Les risques de rupture de cuve dont les matériaux vieillissent sous l'effet des neutrons,
- Une aggravation du problème de fragilisation des cuves à cause des déficiences des techniques utilisées pour suivre l'évolution de leur état,
- Une grande vulnérabilité en cas d'incendie ou d'inondation interne,
- La mauvaise qualité de réalisation,
- Le sous-dimensionnement des moyens de refroidissement de secours et le confinement insuffisant.

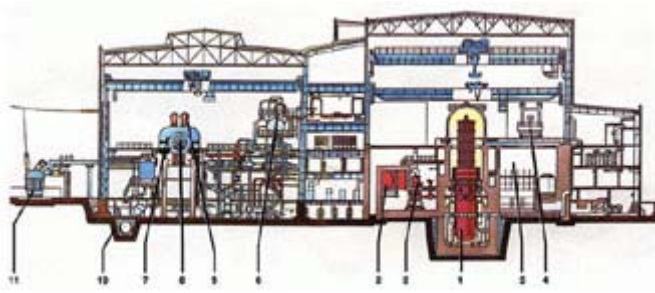
### Pour les réacteurs VVER 440, modèle 213 :

- La liste des accidents de dimensionnement pris en compte lors de la conception de ces réacteurs est incomplète par rapport à la pratique occidentale (qui, elle-même, continue à évoluer). Les calculs correspondants présentent trop d'incertitudes,
- La séparation des composants importants pour la sûreté reste insuffisante, conduisant à une protection médiocre contre les incendies ou l'inondation interne,
- le fonctionnement du système de confinement n'a jamais été démontré de façon totalement convaincante (ni par des calculs, ni par une expérience globale).

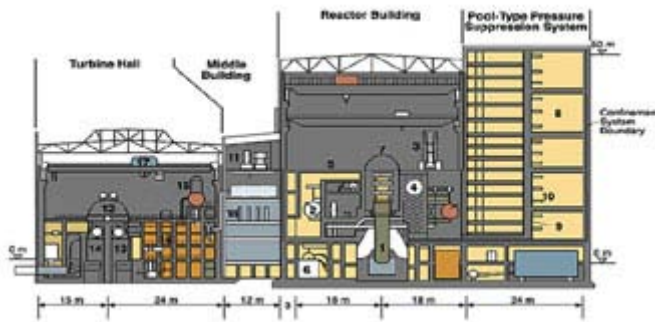
### Pour les réacteurs VVER 1000 :

- Un manque de protection contre les surpressions à froid,
- Un manque de diversification des moyens de refroidissement des principales pompes, y compris celles de sauvegarde,
- Une autonomie insuffisante de la source de refroidissement ultime en cas d'accident.

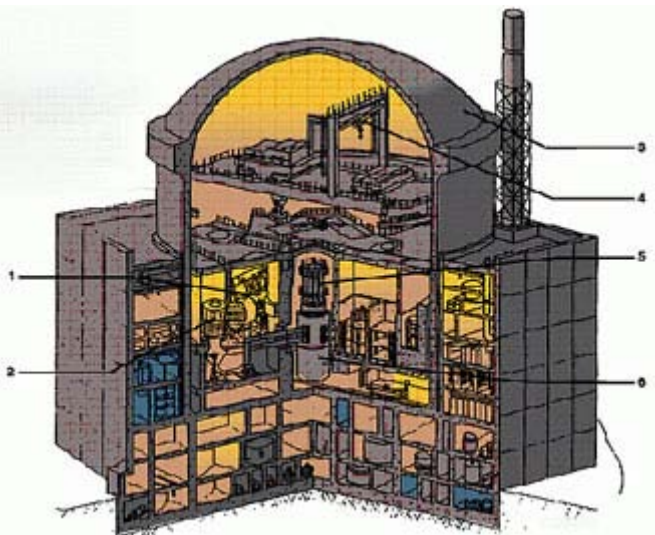




Le réacteur VVER 440 - 230



Le réacteur VVER 440 - 213



Le réacteur VVER 1000

# Le parc des réacteurs VVER

Dix ans après l'accident de Tchernobyl, (1996) le parc des VVER comportait :

## Réacteurs VVER 440, modèle 230

- 4 réacteurs en Bulgarie
- 2 réacteurs en Slovaquie
- 4 réacteurs en Russie
- 1 en Arménie

## Réacteurs VVER 440, modèle 213

- 2 réacteurs en Russie
- 2 réacteurs en Ukraine
- 4 réacteurs en Hongrie
- 2 réacteurs en Slovaquie
- 4 réacteurs en république tchèque

## Réacteurs VVER 1000

- 7 réacteurs en Russie
- 11 réacteurs en Ukraine
- 2 réacteurs en Bulgarie

Depuis 1996, ce parc a évolué de façon importante :

- deux réacteurs de type VVER 440 – 230 ont été arrêtés en Bulgarie (Kozloduy 1 et 2)
- deux réacteurs de type VVER 440 – 213 ont démarré en République Slovaque (Mochovce 1 et 2)
- la construction de 13 réacteurs de type VVER 1000 a été engagée (7 en Russie, 4 en Ukraine, 2 en République Tchèque). En Ukraine, les tranches de Rovno 2 et Khmelnytsky 4 ont d'ores et déjà démarré.

## Les principaux points faibles de la conception initiale des réacteurs VVER

Avant l'accident de Tchernobyl, les connaissances disponibles dans les pays occidentaux sur les réacteurs VVER étaient très limitées. Après la catastrophe, d'importants efforts internationaux furent mis en œuvre pour comprendre la physique de ces réacteurs et apprécier leur niveau de sûreté. Les études menées ont mis en exergue de nombreux points faibles de conception dont les principaux étaient les suivants. Des améliorations significatives ont cependant été réalisées sur les réacteurs encore en service.

### Pour les réacteurs VVER 440, modèle 230

- *Les risques de rupture de cuve dont les matériaux vieillissent sous l'effet des rayonnements*  
Trois éléments majeurs contribuent à une fragilisation relativement rapide

- Les soudures de la cuve présentent de fortes teneurs en impuretés (phosphore et cuivre), - Une de ces soudures se situe au voisinage du plan médian du cœur du réacteur et se trouve ainsi soumise à un fort bombardement de neutrons,- Les contraintes du transport par rail ont conduit le concepteur à limiter le diamètre des cuves. Ceci réduit l'épaisseur de la lame d'eau entre le cœur du réacteur et les parois de la cuve, exposant celles-ci davantage au bombardement neutronique.- En outre, contrairement à la pratique occidentale, aucun échantillon « éprouvette » des matériaux de la cuve n'a été réalisé à l'origine sur les VVER pour connaître de manière correcte l'état de la cuve et contribuer à prédire de façon fiable son comportement en cas de refroidissement brutal.

- *La grande vulnérabilité en cas d'incendie ou d'inondation interne*  
Cette vulnérabilité est due à l'absence de séparation entre les composants redondants importants pour la sûreté (pompes d'alimentation en eau des générateurs de vapeur, système de contrôle-commande...).

- *Le sous-dimensionnement des moyens de refroidissement de secours et le confinement insuffisant*  
Seules des brèches limitées ont, en effet, été considérées lors de la conception de ces réacteurs.

#### **Pour les réacteurs VVER 440, modèle 213**

- *La liste des accidents de dimensionnement pris en compte lors de la conception de ces réacteurs est incomplète. Les calculs correspondants présentent trop d'incertitudes.*

Des études ou expérimentations complémentaires se sont avérées nécessaires, notamment pour ce qui concerne l'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP GB), les accidents de rupture de tuyauterie vapeur ou encore de petite brèche primaire.

- *La séparation des composants importants pour la sûreté reste insuffisante, conduisant à une protection médiocre contre les incendies ou l'inondation interne.*

#### **Pour les réacteurs VVER 1000**

- *Un manque de protection contre les surpressions à froid,*
- *Un manque de diversification des moyens de refroidissement des principales pompes, y compris celles de sauvegarde,*
- *Une autonomie insuffisante de la source de refroidissement ultime en cas d'accident.*

## Le site de Tchernobyl aujourd'hui

Entre 1986 et 2000, tous les réacteurs de la centrale ont été définitivement arrêtés. Sur le site aujourd'hui, une intense activité se poursuit pour la construction notamment d'un nouveau confinement pour le réacteur détruit et d'une installation d'entreposage pour le combustible usé.

### Historique du site

La construction de la centrale de Tchernobyl a fait suite aux décisions prises par l'Union Soviétique en 1966 de développer largement la production d'énergie d'origine nucléaire. Les réacteurs de type « RBMK » ont été développés à partir de cette date.

Six réacteurs nucléaires RBMK de puissance 1000 mégawatts électriques (MWe) devaient être mis en service sur le site de Tchernobyl :

- Le **réacteur numéro 1**, mis en service en septembre 1977, a été arrêté en novembre 1996. Son maintien en fonctionnement aurait nécessité de très importants travaux.
- Le **réacteur numéro 2**, qui a démarré en décembre 1978, est hors service depuis 1991, à la suite d'un incendie dans la salle des machines. Les autorités ukrainiennes ont décidé de sa mise à l'arrêt définitif en mars 1999.
- Le **réacteur numéro 3** a été mis en service en 1981. Après 1995, il a subi de nombreux arrêts pour des opérations de maintenance, de contrôle et de réparation. En application d'une décision prise en juin 2000, les autorités ukrainiennes l'ont arrêté définitivement le 15 décembre 2000.
- Le **réacteur numéro 4**, mis en service en 1984, a explosé le 26 avril 1986.
- La construction des **réacteurs 5 et 6** a démarré en 1981 et a été abandonnée à la suite de l'accident.

### La sécurisation du réacteur accidenté : le sarcophage

En 1986, les autorités russes ont fait construire un bâtiment appelé « sarcophage » enveloppant le réacteur accidenté afin d'éviter la dispersion dans l'environnement de matières radioactives, d'empêcher l'eau de pluie de pénétrer à l'intérieur et de permettre d'exploiter l'unité 3, mitoyenne de l'unité accidentée.



Construit en six mois, dans des conditions particulièrement difficiles, le sarcophage qui devait confiner les matières radioactives s'est rapidement dégradé : de nombreuses fissures sont apparues laissant s'échapper de plus en plus la radioactivité, et la tenue d'ensemble s'est affaiblie augmentant les risques d'effondrement de l'édifice.

Ce sarcophage présente trois risques principaux :

- Le risque d'effondrement du sarcophage même s'il apparaît faible, ne peut pas être totalement écarté. Il doit être pris en compte, principalement pour la sécurité des personnels présents sur le site.
- Le risque de criticité, c'est-à-dire de redémarrage d'une réaction en chaîne dans le combustible fondu, à cause de la présence d'eau, est considéré comme très faible.
- Le risque de remise en suspension dans l'atmosphère de poussières radioactives dues à la décomposition de la lave en poussière (plusieurs tonnes).

## Le programme SIP (Shelter Implementation Plan)

Afin de réduire les risques présentés par le sarcophage, un programme d'actions a été lancé en 1997, financé conjointement par l'Ukraine et par un fonds international administré par la Banque européenne pour la reconstruction et le développement (BERD). Une vingtaine de pays ont déjà contribué à ce fonds en plus de l'Union Européenne et des pays du G7 (devenu G8 avec la Russie).

Connu sous le nom de SIP (Shelter Implementation Plan), ce programme ambitieux a pour objectif final la transformation du site en une zone écologiquement sûre. Ses principaux jalons sont :

- 1- La stabilisation des structures du sarcophage
- 2- La construction d'un nouveau confinement sûr
- 3- Le démantèlement futur du sarcophage et l'enlèvement des matériaux radioactifs qu'il enferme (bien entendu après achèvement de la construction du nouveau confinement)

Les activités relatives à la **première étape** ont été complètement achevées en 2008. Elles ont permis de réduire les risques d'effondrement ainsi que les conséquences d'un éventuel accident d'écroulement. Aussi, les systèmes de surveillance à l'intérieur du sarcophage ont été modernisés pour permettre un suivi fiable des paramètres importants pour la sûreté, comme le flux de neutrons, le niveau de radiations ou l'activité sismique.

En septembre 2007, un contrat a été signé entre la centrale de Tchernobyl et le consortium Novarka (mené par Vinci Construction Grands projets et Bouygues Travaux publics) pour la construction du nouveau confinement (**étape 2**), qui devra recouvrir complètement l'ancien sarcophage. En forme d'arche, la nouvelle enceinte sera composée d'une ossature métallique de plus de 18000 tonnes aux dimensions gigantesques : 250 m de portée, 150 m de long et 105 m de hauteur.



Les objectifs de l'arche sont multiples : protéger le sarcophage contre les agressions externes, assurer une étanchéité parfaite entre les ruines radioactives du réacteur détruit et l'environnement et, enfin, permettre à terme le démantèlement du sarcophage et l'enlèvement de son contenu dans des conditions hautement sécurisées.

Les caractéristiques du site, en particulier la radioactivité aux alentours immédiats du sarcophage vieilli, imposent au chantier une organisation spécifique : les éléments de structure seront préfabriqués en usine ; les travaux d'assemblages seront réalisés sur une zone dédiée située à plusieurs centaines de mètres du sarcophage ; une fois entièrement montée, l'arche sera glissée sur des rails jusqu'au sarcophage qu'elle englobera complètement.

Jusqu'à 1300 personnes sont attendues aux périodes de pointe sur le chantier. Un suivi médical individuel sera assuré ; en particulier, un suivi dosimétrique individuel garantira que les doses reçues par les personnels intervenant resteront toujours bien en deçà des limites autorisées. Sécurité et radioprotection devront rester les maîtres mots de ce chantier unique jusqu'à son achèvement (à ce jour prévu pour 2014).

La **troisième étape** pourra par la suite débiter : transformer le site en une zone écologiquement sûre.

Elle durera très certainement beaucoup plus longtemps que les deux précédentes. La mise en œuvre de cette étape nécessite avant tout la définition d'une stratégie claire de gestion des matières radioactives et ensuite la construction des installations ad-hoc nécessaires. Les procédures administratives assez longues pour la création de telles installations, les études de conception, les travaux de construction et, enfin, les tâches de démantèlement du sarcophage et de transfert des matières radioactives qu'il renferme vers les nouvelles installations devraient s'étendre au total sur plusieurs décennies.

Enfin, dans l'optique de transformation du site en zone écologiquement sûre, il faut procéder aussi au démantèlement des trois autres réacteurs. Or, ce démantèlement ne peut être envisagé sans le transfert, vers un lieu d'entreposage sûr, des quelque vingt mille assemblages de combustible usé qui s'étaient accumulés dans les piscines de refroidissement des réacteurs au cours de la période d'exploitation de la centrale. C'est la vocation du projet ISF-2 (Interim Storage Facility) actuellement en cours et dont l'achèvement est prévu pour 2014. Cette installation devrait permettre l'entreposage du combustible usé dans des conditions sûres pour une durée d'au moins cent ans.

## La coopération internationale

L'activité internationale en Ukraine reste très active. À présent, elle concerne tout particulièrement l'évaluation de la sûreté du projet de l'arche d'une part, celle des nouvelles installations d'entreposage du combustible usé, en cours de construction sur le site de Tchernobyl d'autre part.

En outre, plusieurs projets spécifiques de sûreté, financés par la Commission européenne, se poursuivent sur les centrales ukrainiennes en exploitation. Dans un avenir proche, des évaluations de sûreté devront aussi commencer pour accompagner la construction des deux nouveaux réacteurs de Khmelnytsky, le projet du nouveau réacteur de recherche et la construction d'une usine de fabrication de combustible nucléaire.



**Pour en savoir plus sur le sarcophage de 1986 :**

- [La brochure IFA Sarcophage](#)
- [Album de photos sur la construction du sarcophage](#)
- [Album de photos sur l'intérieur du sarcophage](#)

**Pour en savoir plus sur le programme SIP :**

- [BERD - Transforming Chernobyl](#) (en anglais)
- [BERD - Chernobyl 25](#) (en anglais)

## L'amélioration des dispositifs techniques des centrales d'Europe de l'Est

Depuis l'accident de Tchernobyl, la sûreté des réacteurs RBMK encore en service a été considérablement améliorée, de plusieurs façons. Les principaux points faibles de conception ont été corrigés, notamment en réduisant le coefficient positif de température et en améliorant le système d'arrêt d'urgence. Des programmes d'amélioration spécifiques ont été menés pour chaque réacteur. La sûreté des réacteurs VVER a également été améliorée.

### Les améliorations de sûreté des réacteurs RBMK

Les améliorations de sûreté apportées aux réacteurs RBMK se sont déroulées en deux grandes étapes : les mesures post-Tchernobyl et les programmes de modernisation approfondie.

**1. Les mesures post-Tchernobyl** Mises en oeuvre immédiatement après l'accident, sur tous les réacteurs RBMK, elles étaient destinées à réduire autant que possible, dans les meilleurs délais, les **défauts de conception** les plus graves de la conception initiale.

*Réduction du coefficient (effet) positif de température :* Pour réduire l'effet déstabilisant du coefficient positif de température, deux mesures principales ont été appliquées :

- ajout, dans le cœur du réacteur, d'un certain nombre de barres absorbantes fixes en remplacement d'assemblages de combustible ;
- augmentation progressive de l'enrichissement du combustible.

Sans rendre le coefficient négatif, ces mesures ont contribué à le réduire significativement.

*Modification du système d'arrêt d'urgence :* Pour remédier aux défauts de ce système, les mesures immédiates d'amélioration ont été les suivantes :

- installation d'un système d'arrêt rapide (24 nouvelles barres pouvant être complètement insérées en 2 à 3 secondes) ;
- modification de la conception des barres absorbantes ;
- installation de nouveaux signaux d'alarme pour le déclenchement de l'arrêt d'urgence.

*Amélioration de la capacité de dépressurisation du système de confinement :* Des modifications ont été apportées à ce système pour en augmenter la capacité d'évacuation et de dépressurisation lors de situations accidentelles. Il s'agit principalement d'un système de réduction de la pression par condensation de la vapeur.

**2. Les programmes de modernisation** Au-delà de ces modifications, un programme de modernisation spécifique a été conçu pour chaque réacteur, destiné à revoir en profondeur toutes les questions liées à la sûreté : physique du cœur, systèmes de sûreté, systèmes de sauvegarde, pilotage du réacteur, facteur humain, etc. Les systèmes de sûreté les plus importants (comme par exemple le système d'arrêt d'urgence) ont été entièrement remplacés par des systèmes plus modernes et plus fiables.

Les programmes de modernisation de Kursk 1 et d'Ignalina 2 sont achevés. Une évaluation de la sûreté de ces réacteurs après modernisation a été menée par des groupes d'experts internationaux. Les conclusions soulignent une amélioration sensible de la sûreté de leur fonctionnement par rapport à leur situation d'avant Tchernobyl tout en mentionnant quelques points importants dont la démonstration de sûreté n'était pas complète. L'achèvement de l'ensemble des programmes de modernisation des autres réacteurs est prévu à l'horizon de 2010.



## Les améliorations de sûreté des réacteurs VVER

Il est d'abord apparu que les VVER les plus anciens (VVER 440 230) présentaient des défauts de sûreté importants. Ils ne pouvaient pas être amenés à un niveau de sûreté satisfaisant pour un fonctionnement de longue durée. Pour les VVER des générations les plus récentes (VVER 440 – 213 et VVER 1000), différents programmes de modernisation ont été mis en œuvre notamment avec l'appui de l'Union Européenne (programmes d'assistance Phare et Tacis).

Les programmes de modernisation mis en œuvre portent sur l'amélioration des points faibles constatés compte tenu des caractéristiques spécifiques des différents types de VVER .

Les programmes de modernisation ainsi réalisés, ou en cours de mise en œuvre, portent notamment sur :

- l'amélioration des systèmes de sauvegarde et des procédures prévues pour faire face aux incidents les plus probables,
- la mise en œuvre de procédures accidentelles, afin de réduire les conséquences d'évènements dont la fréquence est moindre,
- la sectorisation des équipements,
- le suivi de la fragilisation des cuves (amélioration des techniques de contrôle concernant l'intégrité de la cuve).

La mise en œuvre des programmes de modernisation sur les deux générations de VVER les plus récentes a permis de démontrer que, sous réserve d'études, modifications et améliorations des modalités d'exploitation, leur sûreté peut atteindre un niveau de sûreté analogue à celui des tranches occidentales de même génération.

## Les enseignements de l'accident de Tchernobyl pour les centrales occidentales

L'Occident avait déjà connu un **accident grave** : celui de **Three Mile Island** (1979). Lors de cet accident, un manque de refroidissement avait entraîné la fusion partielle du cœur du réacteur. L'accident de Tchernobyl est de nature différente : il s'agit d'un accident de réactivité largement lié aux caractéristiques spécifiques des réacteurs RBMK. Néanmoins, à la suite d'études approfondies consécutives à l'accident, l'IRSN a identifié de nouveaux scénarios plausibles d'accident de réactivité, par exemple les **scénarios de bouchon d'eau « claire » sur les REP**. Des parades ont été mises en œuvre pour éliminer, autant que faire se peut, ce type de scénarios.

Dans un REP, il y a deux grandes causes d'accident de réactivité : la remontée ou l'éjection des barres de contrôle et la dilution du bore dans le circuit primaire. La tenue du combustible en cas d'accident d'éjection d'une barre de contrôle avait été étudiée dans les rapports de sûreté des réacteurs à eau français, au titre des accidents de dimensionnement. Elle avait fait l'objet d'un nouvel examen après que les centrales aient pratiqué des taux de combustion plus élevés que ceux retenus à la conception. Un programme d'études a donc été lancé sur la tenue des crayons combustibles en cas d'éjection d'une barre de contrôle. Ce programme, ambitieux et couronné de succès, le **programme CABRI**, lancé en 1988 en coopération avec EDF, se poursuit aujourd'hui avec la participation de l'Allemagne et des USA notamment.

Bien que de nature différente, l'accident de Tchernobyl a conduit à accélérer les travaux sur les accidents graves, avec fusion du cœur du réacteur (type Three Mile Island), y compris sur les possibilités de défaillance du confinement. Il y a essentiellement **trois phénomènes pouvant conduire à une ruine brutale du confinement** à court terme :

- explosion de vapeur,
- échauffement direct de l'enceinte,
- explosion d'hydrogène.

Une réflexion spécifique a été menée pour les **réacteurs à neutrons rapides et les réacteurs expérimentaux**.

L'accident de Tchernobyl a souligné à nouveau, après l'accident de Three Mile Island, toute l'importance du facteur humain. Des études ont été lancées sur les possibilités matérielles et humaines de fonctionner alors que des **sécurités sont inhibées** (« débranchées »). Ces études ont aussi observé des cas de non-respect des spécifications techniques d'exploitation, en ont déterminé les causes et ont défini des mesures correctives appropriées.

Plus généralement, des **études sur les accidents graves** ont été lancées. Elles couvrent, par exemple, un code de calcul d'accidents graves (ASTEC), des programmes expérimentaux, les études probabilistes de sûreté de niveau 2. Ce sont des programmes importants, dans lesquels l'IRSN joue un rôle de premier plan.

La nouvelle génération de réacteurs à eau pressurisée (par exemple le **réacteur EPR**) utilise les améliorations des connaissances dues à ces recherches pour améliorer la sûreté dès la conception. Le concepteur a ainsi pu proposer des dispositions innovantes dans ce domaine.

# Accident grave dans un réacteur à eau pressurisée

## Qu'est-ce qu'un accident grave dans un réacteur à eau pressurisée ?

Dans la terminologie actuelle, un accident grave correspond à une fusion du combustible dans le cœur du réacteur. Il a pour origine un défaut de refroidissement du cœur. Lors de la conception et de l'exploitation des réacteurs, tout est fait pour prévenir un tel refroidissement. Il demeure toutefois un risque infime d'enchaînement d'événements conduisant à un tel refroidissement.

> Voir la [simulation d'un accident grave](#) (animation Flash)

La puissance produite dans le réacteur — y compris après l'arrêt de la réaction en chaîne (puissance dite « résiduelle ») — ne peut plus être évacuée suite à un cumul de défaillances humaines ou matérielles. En une à quelques heures, la structure des éléments combustibles se dégrade et une succession de phénomènes complexes se déroule (avec des variantes en fonction des conditions initiales de l'accident et des actions des opérateurs).

De nombreux événements peuvent conduire à un accident grave parmi lesquels :

- une brèche dans le circuit primaire : le cœur se dénoie sous une pression relativement basse ; suivant l'état initial du réacteur au moment de l'apparition de la brèche, la taille de cette dernière, la séquence accidentelle, le dénoyage du combustible (c'est à dire le moment où le niveau d'eau dans la cuve descend suffisamment pour ne plus recouvrir les barreaux de combustible) peut être atteint en moins d'une minute ou en plusieurs heures voire plusieurs jours ;
- la défaillance des circuits normaux et de secours d'alimentation en eau des générateurs de vapeur.

En simplifiant beaucoup, les **différentes phases d'un accident grave sont les suivantes** :

### **1. Sous l'effet de la puissance résiduelle, le combustible présent dans le cœur du réacteur se dégrade puis fond.**

Les gaines de zircaloy entourant le combustible se déforment et finissent par se rompre. Les produits de fission volatils accumulés entre les pastilles de combustible et les gaines rompues sont relâchés dans le circuit primaire, ainsi qu'une certaine partie des produits de fission se trouvant dans le combustible, notamment pour un combustible en fin de vie.

En parallèle, le zirconium des gaines s'oxyde au contact de la vapeur d'eau surchauffée. La cinétique de ce phénomène augmente rapidement avec la température. Cette oxydation délivre localement une puissance supérieure à la puissance résiduelle, contribuant ainsi à une augmentation très rapide de la température du combustible. De plus, cette réaction libère de l'hydrogène dans le circuit primaire puis l'enceinte de confinement. Il y aura alors un risque de combustion de cet hydrogène dans l'enceinte de confinement (ce phénomène porte le nom d' "explosion d'hydrogène"), susceptible d'endommager cette enceinte.

Cela a pour conséquences :

- la libération d'hydrogène, car la vapeur d'eau produite dans la cuve oxyde les matériaux métalliques, en particulier les gaines entourant le combustible ( $Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2$ ),
- l'émission de produits de fission dans le circuit primaire voire dans l'enceinte de confinement via une tuyauterie accidentellement rompue, par exemple.

### **2. Si de l'eau n'est pas injectée dans la cuve (« renoyage du cœur »), le combustible et les autres matériaux fondent.**

Les très hautes températures atteintes par le combustible (au delà de 2500°C) entraînent la perte de sa géométrie par fusion ou effondrement local puis général. Il y a formation d'un "corium", amas de combustible et de métaux fondus et mélangés, maintenu en fusion par le dégagement de la puissance résiduelle due aux produits de fission.

L'effondrement des éléments constitutifs du cœur provoque la vaporisation brutale de l'eau qui serait restée dans le fond de la cuve puis, plus ou moins rapidement selon la valeur de la pression dans le circuit primaire, le percement du fond de la cuve. Cela peut demander de quelques dizaines de minutes à plusieurs heures.

Si le circuit primaire est en pression à l'instant de la percée du fond de la cuve, il peut y avoir dispersion de corium dans l'enceinte au moment de sa sortie de la cuve, dispersion produisant une rapide montée en pression de l'enceinte de confinement. Ce phénomène, qui porte le nom "d'échauffement direct de l'enceinte", peut menacer l'étanchéité de l'enceinte de confinement.

S'il y a de l'eau dans le fond du puits de cuve, il peut se produire de fortes interactions entre le corium et l'eau, pouvant, à l'extrême, générer une explosion. Ce type d'explosion porte le nom d' "explosion de vapeur" et peut également menacer l'intégrité de l'enceinte de confinement, et le corium parvient à attaquer le fond de la cuve, puis à le percer. Durant cette phase (voir la partie [Trois phénomènes pouvant conduire à une ruine brutale du confinement](#)) :

- l'enceinte de confinement peut être détériorée par une explosion d'hydrogène si celui-ci est présent (déflagration ou détonation),
- les structures du réacteur peuvent être soumises aux effets d'une explosion de vapeur résultant d'une interaction corium-eau avant ou après le percement de la cuve,
- l'enceinte de confinement peut être soumise à l'impact d'un projectile créé par l'explosion,
- dans le cas particulier d'une percée de la cuve en pression, la chasse du corium pourrait conduire à un échauffement direct de l'atmosphère de l'enceinte de confinement.

**3. Sous l'effet de la chaleur libérée par le corium, et des réactions chimiques au contact entre le béton et le corium**, le béton du radier situé sous la cuve libère différents gaz qui, ajoutés à la vapeur d'eau déjà créée, entraîne une augmentation progressive de la pression de l'atmosphère de l'enceinte. Les éventuelles pertes d'étanchéité provenant d'une interaction corium-béton interviennent à des temps bien supérieurs aux phénomènes du § 2 ci-dessus. Cela laisse le temps de mettre en œuvre des parades, comme la dépressurisation volontaire et contrôlée de l'atmosphère de l'enceinte au travers d'un filtre.

**4. Une certaine quantité de produits de fission émise durant la première phase** (principalement les gaz rares, l'iode, le césium) **peuvent alors sortir de l'enceinte** soit sous forme de « pertes naturelles » (quantités limitées), soit en quantités plus importantes en raison d'une défaillance de l'étanchéité ou de sa dépressurisation volontaire contrôlée par les opérateurs.

Un tel accident conduit donc à des rejets radioactifs plus ou moins importants dans l'environnement.

## Accident de réactivité

Dans un réacteur en fonctionnement normal, une réaction en chaîne stabilisée est entretenue. Un accident peut être généré par une accélération brutale de cette réaction : c'est l'accident de réactivité. Cette accélération (on parle d'excursion de puissance) entraîne un accroissement rapide de l'énergie thermique, si élevé qu'il conduit à un endommagement des assemblages combustibles.

Les barres de commande permettent de réguler la puissance d'un réacteur nucléaire, et d'arrêter le réacteur en cas d'évolution dangereuse de certains paramètres. Constituées d'un matériau absorbant qui capture les neutrons (par exemple, argent – indium – cadmium pour les centrales de 900 MWe), elles se présentent sous forme de crayons, qui s'insèrent automatiquement dans les assemblages combustibles formant le cœur du réacteur. En fonctionnement normal l'insertion ou l'extraction de ces barres permet de contrôler la température et le niveau de puissance du réacteur. En cas de dépassement d'un seuil de protection ou sur action de l'opérateur, l'insertion de ces barres intervient dans un délai extrêmement court, de l'ordre de 2 secondes, par chute gravitaire.

L'éjection brutale d'une barre (ou grappe) de commande d'un réacteur à eau sous pression était, avant l'accident de Tchernobyl, le phénomène initiateur d'accident de réactivité le plus grave considéré dans les rapports de sûreté. Après l'accident de Tchernobyl, un autre type d'accident de réactivité a été étudié de façon approfondie : le bouchon d'eau « claire » (c'est-à-dire d'eau non borée). La dilution lente du bore était déjà envisagée dans les rapports de sûreté. Dans le cas du **bouchon d'eau « claire »**, on considère la possibilité de créer un bouchon d'eau non borée et de l'envoyer brutalement dans le cœur du réacteur.

## Les scénarios de bouchon d'eau claire sur les REP

En avril 1986, en France, les réacteurs à eau sous pression (REP) de 900 MWe sont presque tous en fonctionnement, les premiers réacteurs de 1300 MWe sont en cours de mise en service. Un système de retour d'expérience permet de tirer tous les enseignements des essais de démarrage, de l'exploitation normale, des incidents et de l'accident de TMI.

Ce retour d'expérience a conduit à définir un nombre important de modifications, qui sont en cours de réalisation. EDF et les organismes de sûreté discutent des parades à mettre en place pour améliorer la protection à l'égard des pertes de systèmes redondants et des accidents graves. Les procédures ont été esquissées et les matériels ont été définis, mais dans l'ensemble ces dispositions ne sont pas encore opérationnelles.

## Une volonté de tirer les leçons de Tchernobyl pour les réacteurs occidentaux

En France et plus largement dans la communauté nucléaire mondiale, on a voulu tirer tous les enseignements de l'accident de Tchernobyl. Cependant, pour beaucoup les différences de conception et de culture de sûreté étaient telles que la sûreté des réacteurs occidentaux ne paraissait pas remise en cause.

En effet, les caractéristiques de sûreté des Réacteurs à Eau Pressurisée (REP) sont nettement plus favorables que celles des RBMK de l'époque.

- **Toute augmentation de puissance ou de température entraîne une baisse de réactivité qui tend à freiner la montée en puissance.**
- **L'insertion des grappes de contrôle et d'arrêt a toujours pour effet de réduire la réactivité du cœur. Leur temps de chute est beaucoup plus court (2 secondes).**

De plus, il existe une culture de sûreté forte sur les réacteurs français. Il n'est pas dans la pratique de by passer des sécurités pour des motifs de production ou pour la réussite d'un essai.

Cependant, après un accident aussi important, il était nécessaire de réexaminer la sûreté des réacteurs français et, en particulier, d'évaluer les conséquences possibles d'une violation des règles d'exploitation.

Les variations de tous les paramètres ont été étudiées pour leur impact sur la réactivité. Cet examen n'a mis en évidence aucune séquence accidentelle issue du non respect des spécifications techniques d'exploitation et conduisant à des situations inacceptables. La robustesse de la démonstration de sûreté des REP et, en particulier, l'importance du système d'arrêt d'urgence ont ainsi été confirmés.

Un groupe d'ingénieurs (Framatome, EDF, IPSN) a recherché les possibilités d'accidents de réactivité sur les REP, même si compte tenu des différences de conception les conséquences ne pouvaient être aussi importantes que sur un réacteur RBMK.

## L'identification des scénarios avec bouchon d'eau « claire » (c'est-à-dire d'eau non borée ou insuffisamment borée)

L'objectif de l'IPSN était de déterminer dans quelles conditions des situations de ce type pouvaient se produire et ceci indépendamment du caractère plausible ou non du scénario. Le souci était d'identifier les situations à risques de façon à comprendre les limites physiques, la discussion sur la nécessité ou non de prendre des dispositions complémentaires à l'égard de ces situations ne pouvant intervenir qu'ultérieurement.

L'IPSN a ainsi mis en évidence les scénarios dits de « bouchon d'eau claire » où la dilution du bore est à l'origine d'accidents de réactivité.

Sur les Réacteurs à Eau Pressurisée (REP), la réactivité du cœur est contrôlée à l'aide des grappes de crayons absorbants et par du bore en solution dans le fluide primaire.

En général, la concentration en bore est homogène dans tout le circuit primaire de par la circulation forcée obtenue à l'aide des pompes.

- Les concepteurs se sont, dès le départ, préoccupés des risques en cas de dilution du bore (par de l'eau pure injectée volontairement ou intempestivement dans le circuit primaire). Mais les études réalisées portaient sur des situations où les pompes de circulation étant en fonctionnement ; la concentration en bore restait alors homogène dans le circuit primaire.
- Les études physiques ont montré qu'en cas d'injection d'eau non borée dans le circuit primaire alors que les pompes de circulation sont arrêtées, il est possible de former une poche d'eau froide, à concentration en bore faible voire nulle, dans une partie du circuit. Celle-ci pourrait, au redémarrage des pompes de circulation, être transférée brutalement dans le cœur et conduire à une accélération importante de la réaction en chaîne ([En savoir plus sur les accidents de réactivité](#)).

Dès cette découverte, des instructions ont été données pour que les exploitants interdisent toute injection d'eau dans le circuit primaire lorsque les pompes de circulation sont à l'arrêt. Dans un deuxième temps, il a été décidé d'ajouter des automatismes pour empêcher toute possibilité d'arrivée d'eau dans ces conditions. Les modifications correspondantes ont été rapidement mises en place sur tous les REP en France.

Compte tenu des conséquences possibles de ce type de scénario, des règles très strictes pour l'utilisation d'eau pure dans les composants du circuit primaire ou dans les circuits connectés au circuit primaire ont été imposées aux exploitants.

- Enfin, il a été montré que, dans certains scénarios de brèches dans le circuit primaire, dits scénario de dilution inhérente, il pouvait y avoir création, dans les boucles primaires, de poches d'eau à faible concentration de bore résultant de la condensation de la vapeur issue du cœur dans les tubes des générateurs de vapeur. Dans cette situation le redémarrage d'une pompe primaire est interdit, mais on peut se demander comment ces poches pourraient être résorbées en cas de reprise de la circulation d'eau dans les boucles primaires.

Un programme d'essais sur la Boucle PKL exploitée en Allemagne par Framatome est en cours actuellement pour lever cette interrogation.

Ces situations ont été mises en évidence par les études physiques initiées par l'IPSN. La portée du risque a été discutée avec l'exploitant EdF et le fabricant Framatome. Les études probabilistes de sûreté ont confirmé l'intérêt de mesures complémentaires.

C'est parce que l'IPSN a pu, dans le cadre des analyses de sûreté post-Tchernobyl, mener par lui-même des études physiques d'accident et évaluer les probabilités des séquences qu'une discussion équilibrée a pu s'établir avec le fabricant et l'exploitant des REP. Cette affaire illustre la spécificité de l'IRSN qui, parallèlement aux analyses de sûreté, poursuit ses propres programmes d'études sur la sûreté et développe des codes de calcul indépendamment des concepteurs des technologies.

## Reconnaissance internationale de ce type d'accident

La prise en compte des risques liés à l'hétérogénéité du bore en solution lorsque les pompes de circulation sont arrêtées, est aujourd'hui une exigence en France et elle est devenue obligatoire dans tous les pays exploitant des réacteurs à eau pressurisée. Par exemple, les risques liés aux dilutions hétérogènes (par front d'eau), qui n'étaient pas étudiés jusqu'alors sont pris en compte dans les règles de sûreté françaises. En particulier les "Technical Guidelines for the design and construction of the next generation of nuclear power plants with pressurized water reactors" adoptés durant la réunion commune du Groupe Permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires et d'experts allemands des 19 et 20 octobre 2000 demandent que :

- La prévention par des dispositions de conception, des accidents de réactivité résultant d'une introduction rapide d'eau froide ou déborée, doit être telle qu'ils puissent être "exclus".
- Les accidents de réactivité résultant de l'introduction rapide d'eau froide ou non borée doivent être empêchés par des dispositions de conception de telle sorte qu'ils puissent être « exclus ».

Dès le départ des actions post-Tchernobyl, l'IPSN a souhaité débattre de ses positions sur les accidents de réactivité avec la communauté nucléaire internationale.

Ces échanges ont eu lieu au cours de plusieurs réunions internationales.

Tout d'abord dans le cadre de l'AIEA lors du "Technical Committee meeting on reactivity transients accidents" en novembre 1987. Dans le relevé de conclusions, le comité encourageait les pays membres à revoir les études d'accidents de réactivité de dimensionnement, mais aussi ceux hors dimensionnement, à la lumière de l'accident de Tchernobyl. Mais au-delà de cette recommandation générale, beaucoup de pays étaient sceptiques sur l'intérêt des études lancées par l'IPSN. Les USA avaient lancé des réflexions préliminaires sur le sujet. Une deuxième conférence deux ans plus tard en octobre 1989 permettra de confirmer la position de l'IPSN et de faire le point sur l'avancement des études. (Ref: Analyse des accidents de réactivité dans les REP, Vienne, 14-17 octobre 1989 )

L'IPSN a présenté l'avancement de ses réflexions dans le cadre d'une réunion sur les risques d'accidents en période d'arrêt organisée par l'OCDE/CNRA en juin 1991. A cette date, la NRC avait lancé un programme ambitieux d'études sur tous les risques à l'arrêt à froid. La NRC pour le compte de l'OCDE organisera en 1995 une réunion aux USA consacrée aux accidents de réactivité. Le compte rendu établi par la NRC montre que tous les organismes de sûreté se sont lancés dans l'étude des dilutions hétérogènes. (Ref. Rapport NUREG/CP-0158 Proceeding of the OECD/CSNI Specialists meeting on boron dilution reactivity transients October 18-20, 1995) Diverses présentations ont été faites dans des congrès internationaux, en particulier au Japon, en novembre 1990, à Kiev, en septembre 1992, et plus récemment lors des congrès suivants :

- OCDE/ SETH/PKL de Barcelone en 2003
- EUROSAFE de Berlin en 2004
- NURETH 11 des 2 – 7 octobre 2005 en Avignon
- ICONO 14 des 17-20 juillet 2006 à Miami

## Le programme CABRI-CIP

Le programme international Cabri-CIP (Cabri International Program) est piloté par l'IRSN. C'est un projet international regroupant 15 organismes de 12 pays sous l'égide de l'AEN et financé par l'IRSN, Électricité de France et des organismes étrangers.

Le programme comprend une série d'essais dans le réacteur expérimental Cabri exploité par le CEA pour le compte de l'IRSN en vue d'étudier la tenue des crayons de combustible à taux de combustion élevés lors d'un accident d'éjection de barres de contrôle dans un réacteur à eau sous pression.

Les résultats servent à qualifier le logiciel de simulation SCANAIR. Ils contribuent à définir les critères de sûreté garantissant l'intégrité des gaines de combustible lors de l'accident d'éjection de barres de contrôle.

**Pour en savoir plus :**

- **Sûreté des combustibles nucléaires, Nouveau programme de recherche international IPSN / OCDE, Cabri - Boucle à eau**
- **Le logiciel SCANAIR**

## Trois phénomènes pouvant conduire à la ruine brutale du confinement

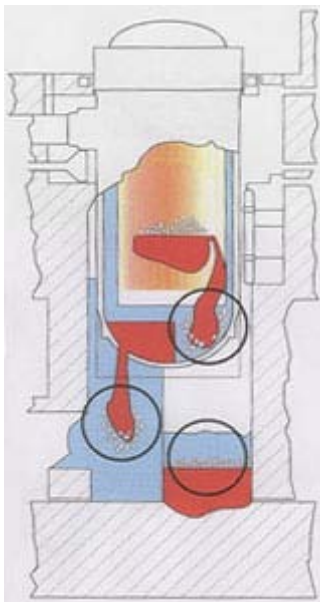
Après l'accident de Tchernobyl, on a cherché à mieux comprendre les phénomènes pouvant conduire à la défaillance de l'enceinte de confinement. Ces phénomènes sont essentiellement les suivants :

- explosion de vapeur,
- échauffement direct de l'enceinte,
- explosion d'hydrogène.

### Explosion de vapeur

Le terme "explosion de vapeur" désigne un phénomène brutal : la vaporisation explosive engendrée par un transfert de chaleur très rapide entre un matériau en fusion et de l'eau. La vaporisation de l'eau est si rapide que la pression générée localement fragmente finement ce matériau. Cette fragmentation augmente sa surface d'échange avec l'eau, donc le transfert d'énergie. Elle est susceptible d'induire une explosion avec, en cas de pic de pression important, une émission de projectiles sur l'enceinte.

Cela peut se produire, par exemple, si du combustible fondu tombe dans de l'eau, en particulier dans le fond de cuve ou dans le puits de cuve.



*Schéma montrant diverses configurations de combustible fondu avec de l'eau, susceptibles d'engendrer une explosion de vapeur*

Pour le cas d'une explosion de vapeur dans la cuve, un large consensus international estime qu'une telle explosion ne devrait pas entraîner l'envol du couvercle de la cuve, donc ne devrait pas mettre en danger l'intégrité de l'enceinte de confinement. Pour le cas d'une explosion de vapeur hors de la cuve, l'IRSN a évalué les chargements en pression et en température dans le puits de cuve (à l'aide du logiciel MC3D). En l'état actuel des connaissances, il apparaît qu'il convient d'éviter la présence d'eau dans le puits de cuve lors du percement de la cuve. Cette orientation a d'ailleurs été retenue dans les directives techniques applicables à l'EPR.

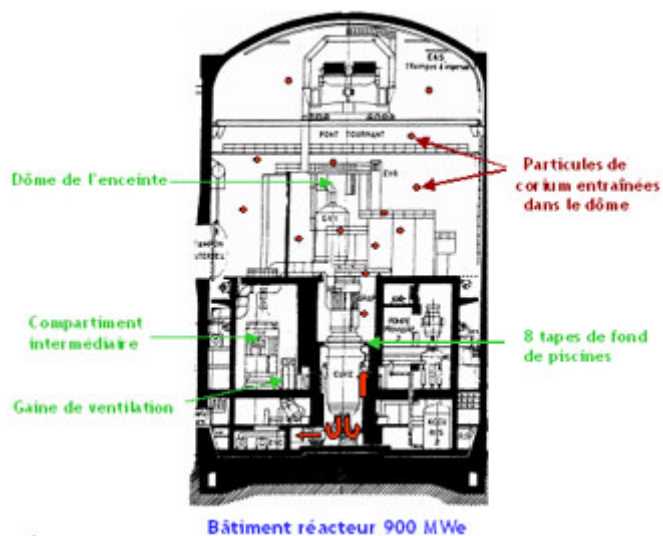


**Pour en savoir plus sur MC3D :**

- "Status of the Qualification Program of the Multiphase Flow Code MC3D", Proceedings de ICAPP 2005, Séoul, Corée du Sud, 15-19 mai 2005
- "Comparative Review of FCI Computer Models Used in the OECD-SERENA Program", Proceedings de ICAPP 2005, Séoul, Corée du Sud, 15-19 mai 2005

## « Échauffement direct » de l'enceinte

En cas de fusion du cœur d'un réacteur, si une rupture du fond de la cuve intervient alors que la pression dans la cuve excède environ 15 à 20 bars, un mélange de vapeur d'eau et de combustible fondu peut être éjecté dans le puits de cuve, puis dans les compartiments de l'enceinte attenants à celui-ci. Ce phénomène dynamique (réactions chimiques et rayonnement thermique) a pour effet de chauffer l'atmosphère de l'enceinte en quelques secondes. Il augmente ainsi "brutalement" sa pression, d'où le nom d' « échauffement direct » de l'enceinte.



« Échauffement direct » de l'enceinte : schéma montrant l'interaction brutale entre l'atmosphère de l'enceinte et le combustible fondu ("corium") éjecté hors de la cuve

Ce mode de pressurisation brutale de l'enceinte a été étudié aux USA à partir des années 80. Cette étude a montré que les conséquences d'un tel phénomène dépendaient fortement de la géométrie du puits de cuve. Dans les années 90, l'IRSN a donc initié des programmes expérimentaux et développé des modèles de calcul afin de mieux cerner l'importance de ce phénomène en tenant compte des caractéristiques précises du puits de cuve des réacteurs français. Le phénomène est actuellement évalué à l'IRSN à l'aide d'outils de simulation tels que MC3D.

Récemment, un programme expérimental a été mené dans le cadre d'une collaboration entre l'IRSN et le centre de recherche FzK de Karlsruhe (Allemagne).

**Pour en savoir plus :**

- "Direct Containment Heating at low pressure: experimental investigation and multidimensional modeling", NURETH-11, Avignon, France, 2-6 octobre 2005

## Explosion d'hydrogène, recombineurs

De l'hydrogène pourrait être produit au cours d'un accident grave, notamment :

- lors de la fusion du combustible dans la cuve du réacteur ; l'hydrogène est produit par les réactions d'oxydation, par la vapeur d'eau présente dans la cuve, du matériau métallique (zirconium) entourant le combustible et des matériaux métalliques des structures internes ;
- après la percée de la cuve, lors de l'interaction du corium avec le béton du radier de la centrale.

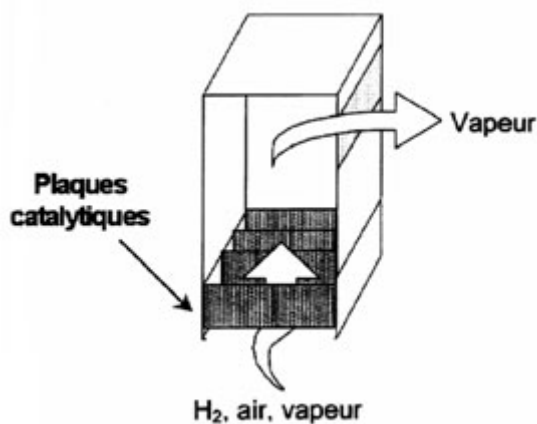
Les concentrations d'hydrogène dans l'enceinte pourraient alors atteindre des valeurs telles qu'une explosion de ce gaz inflammable serait possible. Cette explosion pourrait affecter l'étanchéité de l'enceinte de confinement du réacteur.

Au moment de l'accident de Tchernobyl, un programme de recherche IPSN-CEA-EDF était en cours. Il portait sur divers aspects du phénomène de combustion de l'hydrogène : production et répartition de l'hydrogène, effet de la combustion sur l'enceinte, tenue des matériels. Il n'était pas encore possible d'en tirer de conclusions quant à la tenue des enceintes de confinement en cas d'explosion d'hydrogène dans les réacteurs français.

Depuis, il est apparu que la valeur maximale de la pression instantanée résultant d'une déflagration d'hydrogène en cas d'accident grave pourrait affecter l'étanchéité de l'enceinte de confinement, au moins pour certains réacteurs.

Face à ce constat, EDF a proposé d'équiper les réacteurs de 1300 et 1450 MWe de recombineurs catalytiques passifs d'hydrogène et l'autorité de sûreté française a demandé à Électricité de France, en juin 2001, d'étendre leur installation à l'ensemble des réacteurs du parc français, et ce avant la fin 2007.

Le principe de fonctionnement de tels recombineurs est le suivant : l'hydrogène, mélangé à l'oxygène, à l'azote et à la vapeur d'eau contenus dans l'atmosphère de l'enceinte, est recombéné en vapeur d'eau au contact d'un catalyseur contenu dans des plaques dites "catalytiques". Il s'agit d'un phénomène à cinétique lente.



*Schéma de principe d'un recombineur catalytique passif d'hydrogène*

**Pour en savoir plus :**

- **La recherche et développement à l'IRSN sur le risque hydrogène lors d'un accident grave de réacteur à eau pressurisée** (Rapport scientifique et technique de l'IRSN - 2002)
- **H2 Gradient Effect on Premixed Flame Propagation in a Vertical Facility**: ENACCEF (20th International Colloquium on the Dynamics of Explosions and Reactive Systems, July 31 to August 5, 2005)

## Réflexion spécifique pour les réacteurs à neutrons rapides et les réacteurs expérimentaux

A la suite de l'accident de Tchernobyl, le CEA, la NERSA et l'Institut Laue Langevin (ILL) ont engagé des études sur les réacteurs qu'ils exploitaient : PHENIX et un certain nombre de réacteurs d'expérimentation pour le CEA, SUPERPHENIX pour la NERSA, le RHF pour l'ILL. Ces études concernaient :

- les risques liés aux raccordements provisoires et aux inhibitions de chaînes de sécurité,
- la fiabilité des systèmes de protection,
- la prise en compte d'accidents de fusion et le confinement,
- la gestion de séquences accidentelles potentiellement graves.

De plus, dans l'accident de Tchernobyl, l'effet de vide positif du fluide de refroidissement a joué un rôle essentiel. C'est pourquoi les similitudes pouvant exister entre les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium et les RBMK ont été examinées. Cet examen a conclu que les réacteurs à neutrons rapides sont stables en fonctionnement normal et dans le domaine de fonctionnement incidentel ou accidentel délimité par les seuils d'arrêt du système de protection. La défaillance du système de protection a été étudiée pour définir les bases de dimensionnement du confinement, afin qu'il résiste aux conséquences mécaniques et thermiques d'un accident de fusion du cœur et puisse en limiter les conséquences radiologiques.

Une synthèse du traitement effectué pour les quatre aspects rappelés ci-dessus est présentée ci-après.

## Risques liés aux raccordements provisoires et aux inhibitions de chaînes de sécurité.

Ces risques ont été examinés de façon systématique pour chacun des réacteurs d'expérimentation. L'objectif était de vérifier, pour les inhibitions possibles des chaînes de sécurité, que :

- leurs conditions d'emploi étaient bien définies,
- elles étaient signalées à l'opérateur,
- chacune faisait l'objet d'une procédure.

La distinction a été faite entre :

- les inhibitions manuelles (liées aux programmes expérimentaux, à certaines conditions de test, ou pour permettre le fonctionnement du réacteur dans des zones où la mesure concernée est inappropriée),
- les inhibitions automatiques.

Dès 1987, le CEA avait indiqué qu'un examen de toutes les possibilités d'inhibitions était engagé et que, d'ores et déjà, il avait été décidé de supprimer certaines inhibitions, jugées non indispensables.

Concernant le réacteur PHENIX, ont été étudiées les fonctions de sûreté importantes que sont l'arrêt du réacteur et l'évacuation de la puissance du réacteur. Les possibilités de les rendre indisponibles ont fait l'objet d'un examen approfondi. Pour ce qui concerne le système de protection du réacteur, les modalités d'inhibitions d'actions de sécurité, décrites clairement dans les consignes d'exploitation, sont apparues satisfaisantes. Concernant l'évacuation de la puissance résiduelle, les risques sont également apparus bien maîtrisés. Il a toutefois été rappelé que les trois circuits secondaires sont implantés dans un même bâtiment ; sur ce sujet, l'IPSN a souligné que la mise en place, prévue par l'exploitant, d'un circuit de refroidissement expérimental (CREX), indépendant des événements susceptibles de survenir dans ce bâtiment, permettrait de réduire le risque de perte de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle. Dans les faits, le CREX n'a pas été installé, mais des études réalisées au CEA en 1989 ayant fait apparaître une inadéquation du circuit d'ultime secours (US) pour assurer l'évacuation de la puissance résiduelle, l'exploitant a décidé de réduire la puissance de fonctionnement du réacteur (réduction de 605 MWth à 400 MWth). Puis il a réalisé d'importants travaux d'amélioration du circuit US, en créant deux files séparées pouvant assurer chacune l'évacuation de la puissance résiduelle. Par ailleurs, le réacteur fonctionne maintenant à 350 MWth avec deux circuits secondaires séparés et devrait s'arrêter en 2009.

## Fiabilité des systèmes de protection

Au moment de l'accident de Tchernobyl, l'IPSN a examiné la fiabilité du système de protection du réacteur PHENIX. Il a évalué la probabilité de défaillance de l'arrêt d'urgence en cas de manque de tension externe (sollicitant ainsi plusieurs postes d'arrêt d'urgence), en tenant compte des redondances dans le système de protection, des diversifications matérielles (notamment des mécanismes et des barres de contrôle), ainsi que des possibilités de défaillances par mode commun. Cette analyse a montré que l'installation d'une autre barre absorbante, analogue aux barres articulées du Système d'Arrêt Complémentaire de SUPERPHENIX, serait judicieuse, afin de réduire encore la probabilité de défaillance du système d'arrêt d'urgence. Cette barre a été installée au début des années 1990.

## Prise en compte d'accidents de fusion du cœur et dimensionnement du confinement

Les réacteurs PHENIX et SUPERPHENIX ont été conçus pour confiner un accident de fusion du cœur.

Toutefois, un aspect n'avait pas été traité lors de la conception du réacteur PHENIX, à savoir le « refroidissement post-accidentel », en d'autres termes la maîtrise de l'écoulement des matériaux fondus en fond de cuve et des conséquences possibles d'un tel écoulement. En effet, PHENIX ne possède pas de récupérateur de combustible fondu, contrairement à SUPERPHENIX.

On rappelle que la fusion du cœur a été très tôt retenue pour le dimensionnement des réacteurs à neutrons rapides construits en France (fin des années 1960 pour PHENIX). En effet, un supplément de réactivité peut résulter d'une compaction des assemblages ou encore de « vide » de sodium (par ébullition ou par passage de gaz) au centre du cœur. Ainsi, le réacteur PHENIX a été dimensionné pour un dégagement d'énergie mécanique de 500 MJ à l'intérieur de la cuve, pouvant correspondre à la détente d'une bulle de combustible, ou de vapeur de sodium après interaction thermodynamique entre le sodium et le combustible fondu. Le réacteur SUPERPHENIX a été dimensionné pour un

dégagement d'énergie mécanique de 800 MJ. Ces valeurs ont été inscrites dans les décrets d'autorisation de création de ces réacteurs.

La tenue du confinement de PHENIX et SUPERPHENIX a été vérifiée par des études et des calculs, confirmés par des essais explosifs réalisés sur des maquettes représentatives (par exemple la maquette MARS pour SUPERPHENIX).

Pour le réacteur SUPERPHENIX, il existait des incertitudes sur l'efficacité du récupérateur qui évacue la puissance résiduelle par convection naturelle de sodium. L'IPSN avait souligné l'importance de prévoir des procédures appropriées de surveillance du confinement en partie basse du réacteur en cas de fusion du cœur.

Les analyses des initiateurs de fusion du cœur dans le réacteur SUPERPHENIX (risques de passage de gaz, risque d'ébullition lors de séquences accidentelles, risque de dégénérescence d'une fusion à cœur dans les aiguilles après une remontée intempestive de barre de commande, ou après un bouchage hypothétique total et instantané) étaient déjà en cours d'instruction avec la NERSA et le CEA lors de l'accident de Tchernobyl). En particulier, des programmes d'essais étaient réalisés dans les réacteurs CABRI et SCARABEE.

Par ailleurs, des études se poursuivaient, avec des codes tels que SIMMER, pour s'assurer que l'on ne pouvait pas atteindre des énergies supérieures à 800 MJ lors de l'« excursion primaire » (liée à la séquence retenue, à savoir l'arrêt des pompes sans chute des barres) ou lors d'une « excursion secondaire » par recompaction de matériaux fondus après l'« excursion primaire ». Ces études ont été interrompues avec l'arrêt définitif du réacteur.

Pour ce qui concerne le réacteur PHENIX, l'accident de Tchernobyl est survenu alors qu'un réexamen de sûreté était quasiment achevé.

Il faisait le point sur le déroulement de possibles incidents ou accidents tels que la remontée intempestive d'une barre de commande, la fusion d'un ou de plusieurs assemblages, la fuite des cuves, la fusion du cœur avec dégagement d'énergie mécanique, sur la base de nouvelles évaluations présentées par le CEA. Un risque de percement des cuves à la suite d'une fusion du cœur apparaissait alors possible. Pour réduire encore la probabilité de fusion du cœur, une barre de Système d'Arrêt Complémentaire (voir plus haut) a été installée au centre du cœur.

Par ailleurs, il convient de rappeler que le réacteur PHENIX a fait l'objet, en 1989 et 1990, de quatre arrêts d'urgence sur réactivité négative, dont l'origine est restée inexplicite. Toutefois, l'hypothèse de passage de gaz dans le cœur a été écartée. A la suite de ces arrêts, le réacteur PHENIX est équipé d'une instrumentation renforcée (dont une chambre de mesure neutronique en cuve), avec redondance et diversification des mesures, mais aucun nouvel arrêt d'urgence par réactivité négative n'est survenu depuis 1990.

Pour les réacteurs d'expérimentation, des accidents avec endommagement du cœur ont aussi été pris en compte dans la conception du confinement, à la suite d'accidents survenus dans les années 1960, notamment sur le réacteur SL1 aux Etats-Unis ; ce sont :

- l'accident « BORAX » pour les réacteurs utilisant du combustible comportant de l'aluminium (accident de réactivité à caractère explosif),
- un accident spécifique pour d'autres réacteurs : par exemple, pour MASURCA (maquette critique), une fusion de combustible avec un feu de sodium.

Des essais explosifs représentatif d'un accident « BORAX » ont aussi été réalisés sur maquettes pour certains réacteurs d'expérimentation (OSIRIS, ORPHEE, RHF, etc.), dans le but de vérifier la tenue du confinement.

Les réflexions menées après l'accident de Tchernobyl n'ont pas conduit à des révisions importantes en matière de confinement des réacteurs de recherche.

## Gestion de séquences accidentelles potentiellement graves

C'est après l'accident de TMI que l'on a décidé de mettre en place, pour les réacteurs à neutrons rapides PHENIX et SUPERPHENIX, des procédures de gestion des situations potentiellement graves. L'accident de Tchernobyl a conduit à accélérer leur mise au point. Les procédures actuelles de gestion du réacteur Phénix, redémarré en 2003, tiennent compte de ces évolutions.

## Inhibitions des systèmes de sauvegarde

La sûreté d'un réacteur nucléaire est démontrée dans un domaine de fonctionnement donné ; celui-ci est défini par des valeurs limites imposées à un certain nombre de paramètres. De façon imagée, cette zone de fonctionnement sûr pourrait être appelée « zone verte ». Dans certaines circonstances, le réacteur peut sortir quelque peu de ce domaine et entrer en « zone orange » voire se retrouver en « zone rouge », en situation franchement dangereuse. Des systèmes de sécurité et de sauvegarde interviennent alors, soit automatiquement, soit par l'action des opérateurs, pour ramener le réacteur dans sa zone de fonctionnement sûr.

Sur les REP, les possibilités d'inhibition de ces systèmes de sécurité (comme l'arrêt d'urgence) ou les systèmes de sauvegarde ont été examinées par les exploitants et par l'IPSN. Il en ressort qu'une inhibition complète des protections n'est pas réaliste, en général.

Lorsque des moyens d'inhibition existent par conception, ceux-ci sont gérés par des commutateurs de test qui sont généralement situés dans des armoires fermées à clé. L'utilisation des clés d'inhibition est gérée par les procédures de conduite. Ces clés sont normalement stockées dans le bureau du chef d'exploitation et elles ne doivent être utilisées que de façon concertée lors des transitoires normaux d'exploitation. Enfin, des alarmes sont générées en salle de commande lorsque l'alimentation électrique des actionneurs de sauvegarde est coupée, ou lorsque des commutateurs de test sont actionnés.

Les pratiques des opérateurs pour maintenir le réacteur dans son domaine de fonctionnement normal avaient déjà fait l'objet d'une analyse après l'accident de Three Mile Island. Les règles avaient été renforcées.

En particulier les points de contrôle au moment des changements d'états (gammes de Contrôle Ultime) et la gestion des « straps ». Ces mesures ont été introduites à la fin des années 80, pas seulement à cause de l'accident de Tchernobyl, mais surtout à la suite d'incidents de maintenance. On a souligné l'importance des requalifications et de la reprise en main des installations par l'exploitant après les arrêts de tranche.

Suite à l'accident de Tchernobyl, les exploitants de centrales électronucléaires, partout dans le monde, se sont fortement mobilisés pour assurer la disponibilité des systèmes et des équipements participant à la sûreté. Néanmoins, l'expérience a montré qu'il est difficile de connaître à chaque instant l'état réel de disponibilité des matériels — notamment de savoir avec certitude s'ils sont en état de fonctionnement. La gestion des indisponibilités de matériels reste une activité essentiellement humaine, à caractère administratif, et sujette aux erreurs — même si les exploitants disposent aujourd'hui d'outils informatiques pour gérer les activités de maintenance et les consignations.

Ainsi, aujourd'hui encore, une part importante des erreurs humaines dans les centrales nucléaires concerne :

- le non respect de spécifications techniques d'exploitation,
- des erreurs de consignation (par exemple un tableau électrique mis hors tension par erreur lors d'une intervention),
- des défauts de lignage des circuits (configurations des vannes).

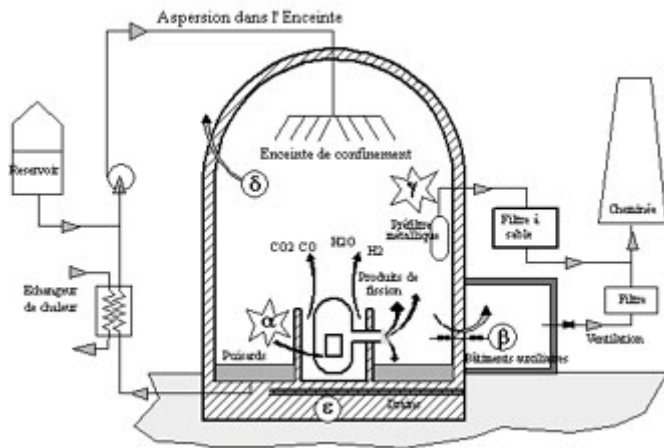
Des améliorations ont été apportées aux plans technique et organisationnel. Les exploitants de nos centrales sont toujours mobilisés pour diminuer la part des erreurs humaines – qui surviennent le plus souvent lors des interventions de maintenance. Ce sujet a fait l'objet de plusieurs évaluations par l'IRSN et de nombreuses recommandations du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires ([plus d'informations sur les groupes permanents d'experts](#)). Notamment lors de l'examen périodique du retour d'expérience de l'exploitation du parc.

## Les études et recherches menées par l'IRSN dans le domaine des accidents graves

Le rapport "Rasmussen", publié en 1975, est à l'origine du développement des études sur les accidents graves des réacteurs à eau sous pression et des réacteurs à eau bouillante. De 1972 à 1975, le professeur Norman C. Rasmussen du Massachusetts Institute of Technology, USA, avait dirigé, à la demande de l'autorité de sûreté américaine, une étude scientifique relative aux risques associés à ces réacteurs.

La classification des modes de défaillance de l'enceinte de confinement introduite par Rasmussen est toujours utilisée. On dénombre cinq modes principaux, communément identifiés par des lettres grecques :

- le mode  $\alpha$  : explosion de vapeur survenant lors du contact entre l'eau liquide et le combustible fondu, dans la cuve ou le puits de cuve (compartiment en béton à l'intérieur de l'enceinte du réacteur contenant la cuve du réacteur), provoquant la rupture à court terme de l'enceinte de confinement ;
- le mode  $\beta$  : défaut d'étanchéité de l'enceinte, initial ou rapidement induit ;
- le mode  $\gamma$  : explosion due à l'accumulation d'hydrogène (gaz inflammable) dans l'enceinte, conduisant à sa défaillance ;
- le mode  $\delta$  : mise en surpression lente de l'enceinte conduisant à sa défaillance à terme ;
- le mode  $\epsilon$  : traversée complète du radier en béton de la centrale par le combustible ayant traversé la cuve du réacteur.



*Modes de défaillance de l'enceinte, d'après le rapport Rasmussen*

À partir des années 1980, l'IPSN s'est fortement mobilisé pour contribuer à l'effort international de recherche sur les accidents graves et aujourd'hui, l'IRSN est un acteur majeur dans ce domaine.

Trois objectifs ont été poursuivis :

- mieux apprécier la possibilité de rejets importants à court terme,
- améliorer les possibilités de gestion des accidents graves (évaluation des délais et des actions prévues, proposition de nouvelles procédures, etc.),
- apprécier d'une manière plus précise les rejets envisageables (définition des plans d'urgence).

Les recherches conduites par l'IRSN sont présentées rapidement ci-dessous en trois parties : 1. [Les codes de calcul](#)  
 2. [Les programmes expérimentaux](#)  
 3. [Les Études Probabilistes de Sécurité de niveau 2 \(dites EPS2\)](#)

## Les codes de calcul

L'IRSN réalise des études sur les accidents avec fusion du cœur à l'aide d'un ensemble de codes de calculs couplés entres-eux (cet ensemble porte le nom de code « intégral » ASTEC) qu'il co-développe avec son homologue allemand, le GRS, et à l'aide d'autres codes de calcul dont la physique est beaucoup plus détaillée (dénommés codes « mécanistes »).

**ASTEC** Le code ASTEC permet de simuler, de manière aussi réaliste que possible, les accidents graves susceptibles d'affecter les réacteurs nucléaires à eau, actuels ou futurs, de différents types (REP, VVER, REB...). Il modélise les accidents depuis l'évènement initiateur jusqu'aux rejets radioactifs éventuels dans l'atmosphère extérieure. Il est composé d'un ensemble de modules couplés (figure ci-contre). Il est constitué d'environ 350000 instructions, principalement de FORTRAN 90.

Un des objectifs de l'IRSN est de faire d'ASTEC le code européen de référence en matière d'accidents graves et de le positionner, au plan international, au même niveau que les codes MELCOR et MAAP développés aux Etats-Unis.

L'utilisation de codes mécanistes permet d'obtenir des estimations plus fines de phénomènes particuliers intervenant au cours du scénario accidentel.

**Pour en savoir plus :**

- [Fiche de présentation d'ASTEC \(.pdf, 2.39 Mo\)](#)
- [Descriptif du programme ASTEC](#)
- [Simulation d'un accident grave réalisée avec le code ASTEC](#)



## Codes développés ou financés par l'IRSN:

Ainsi, l'IRSN développe ou finance le développement des codes :

- **ICARE-CATHARE** simulant le comportement du circuit primaire et la dégradation du cœur jusqu'à la rupture de la cuve ; il est prévu, à moyen terme, d'intégrer ce code à ASTEC (ASTEC V02 – 2007) ;
- MFPR modélisant l'émission des produits de fission hors du combustible ;
- CROCO modélisant la thermohydraulique des bains de corium fondus ;
- **TONUS** simulant la thermohydraulique et le comportement de l'hydrogène dans l'enceinte ;
- **MC3D** qui modélise l'explosion de vapeur (MC3D devient le code standard européen sur le sujet) et l'échauffement direct de l'enceinte.

Tous ces codes sont validés sur les résultats de programmes expérimentaux français ou étrangers, qu'il s'agisse de programmes analytiques ou de tests intégraux.

## SARNET

SARNET signifie Severe Accident Research NETWORK of excellence. Coordonné par l'IRSN, ce réseau rassemble 200 chercheurs de 49 organismes européens impliqués dans la recherche menée dans 18 pays sur les accidents graves susceptibles d'affecter les réacteurs nucléaires à eau. Il permet de fédérer les moyens de recherche disponibles en Europe et d'accélérer ainsi l'acquisition de connaissances scientifiques et leur diffusion. Il a démarré son activité le 2 avril 2004.

D'énormes progrès ont été accomplis dans la connaissance, la prévention et l'évaluation des conséquences des accidents graves. Il subsiste cependant des incertitudes (par exemple sur le comportement de l'iode radioactif) que le réseau a pour objectif de réduire.

Les connaissances acquises par le réseau seront progressivement intégrées dans l'outil de simulation numérique ASTEC, co-développé par l'IRSN et la GRS (Gesellschaft für Anlagen-und Reaktorsicherheit mbH, organisme homologue de l'IRSN en Allemagne). Le logiciel ASTEC sera adapté aux caractéristiques des différents types de réacteurs existant en Europe et mis à la disposition des membres du réseau. Il deviendra la référence européenne en termes d'outil de simulation numérique des accidents graves des réacteurs à eau.

Dans le domaine des accidents graves, la transmission des connaissances est essentielle. Au-delà de la formation à l'utilisation du logiciel ASTEC, le réseau organise une grande conférence tous les 18 mois sur les progrès accomplis et forme des étudiants et des jeunes chercheurs.

### **Pour en savoir plus :**

- [Fiche SARNET \(.pdf, 2.11 Mo\)](#)
- [Descriptif du programme SARNET](#)
- [Le site SARNET](#)

## Les programmes expérimentaux de l'IRSN

Les programmes expérimentaux demeurent très importants. Le passé a montré que les calculs théoriques sont parfois imprécis, notamment pour décrire des séquences accidentelles rares, tout particulièrement quand ils nécessitent de simplifier les phénomènes, la portée de ces simplifications étant parfois difficile à évaluer.

## Dégradation du cœur et comportement du corium dans la cuve

Les travaux menés par l'IRSN ou auxquels il participe concernent en priorité l'amélioration de la modélisation du renoyage d'un cœur de réacteur dans toutes les configurations : crayons combustibles intacts, présence d'une cavité, présence d'un lit de débris de corium ou d'un bain de corium.

L'IRSN cofinance des programmes expérimentaux réalisés dans d'autres pays, par exemple le programme MASCA sur le comportement des bains de corium dans le fond de la cuve (Institut Kourchatov/Moscou – cadre OCDE/AEN [1]) ou OLHF, maintenant achevé, sur la rupture du fond de la cuve (SANDIA National Laboratory – cadre OCDE/AEN).

L'IRSN participe également au programme d'essais ARTIST réalisé en Suisse par PSI (Paul Scherrer Institute). Ce programme a pour objectif d'étudier les dépôts de produits de fission dans le circuit secondaire en cas de rupture de tubes dans un générateur de vapeur. Ce programme est soutenu par plusieurs organismes étrangers dont l'USNRC (US Nuclear Regulatory Commission - Etats-Unis).

*Note :*

1-L'OCDE/AEN a pour mission d'aider ses pays membres à maintenir et à approfondir, par l'intermédiaire de la coopération internationale, les bases scientifiques, technologiques et juridiques indispensables à une utilisation sûre, écologique et économique de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques. Les programmes dont il est question dans ce texte dépendent du Comité sur la Sécurité des Installations Nucléaires (CSIN).

## Explosion de vapeur

Comme indiqué ci-dessus, le terme "explosion de vapeur" désigne un phénomène brutal : la vaporisation explosive engendrée par un transfert de chaleur très rapide entre un matériau en fusion et de l'eau. La vaporisation intense de l'eau est si rapide que la pression générée localement fragmente finement ce matériau. Cette fragmentation augmente sa surface d'échange avec l'eau, donc le transfert d'énergie. Elle est susceptible d'induire une explosion avec un pic de pression qui peut être important et entraîner une émission de projectiles. Ce phénomène peut intervenir si du combustible fondu liquide tombe dans de l'eau, par exemple dans le fond de la cuve ou dans le puits de cuve.

Après avoir fait réaliser des essais sur la phase de pré-mélange corium-eau et sur les transferts thermiques des fragments de corium produits lors d'une explosion de vapeur, l'IRSN a financé jusqu'en 2005 la réalisation, par le CEA, du programme MICRONIS qui avait pour objectif de quantifier la fragmentation du corium. Il s'avère que les mesures sont très difficiles à mettre en œuvre et l'IRSN a dû cesser le financement de ce programme.

L'IRSN cofinance le programme KROTOS, lancé et réalisé par le CEA, qui a pour objectif d'évaluer le rôle des matériaux fondus dans la propagation et le rendement énergétique d'une explosion de vapeur. L'institut participe également au programme SERENA (cadre OCDE/AEN) qui a pour objectif de comparer les approches utilisées dans divers pays et de proposer des actions de R&D dans un cadre collaboratif international (nouveaux essais KROTOS par exemple).

Les travaux menés sur ce sujet servent, entre autres, à la réalisation de l'EPS2.

## Comportement de l'enceinte de confinement

Après la percée du fond de la cuve, lorsque le corium vient en contact avec le radier en béton du puits de cuve, ce radier se décompose sous l'effet de la chaleur du corium ("interaction corium-béton"), ce phénomène pouvant aboutir, dans le pire des cas, à la percée totale du radier. De plus, les différents gaz libérés par cette interaction entraînent une augmentation progressive de la pression de l'atmosphère de l'enceinte.

Les résultats des modélisations de ce phénomène diffèrent très fortement suivant le code de calcul utilisé et les hypothèses retenues, un gros effort est mené sur l'interaction entre le corium et le béton du radier à la fois sur le plan de la modélisation, avec le développement du module MEDICIS d'ASTEC, et sur le plan de la validation par le cofinancement des programmes ARTEMIS (essais d'interaction corium-béton utilisant des matériaux simulant le corium et le béton) et VULCANO-ICB (essais d'interaction et d'étalement de corium utilisant de l'UO<sub>2</sub> et du béton) réalisés par le CEA. De plus, l'institut participe au programme d'essais d'interaction MCCI (utilisant également de l'UO<sub>2</sub> et du béton) réalisé par Argonne National Laboratory, USA, sous l'égide de l'OCDE/AEN.

Concernant le risque « hydrogène », l'IRSN a fait réaliser par le CNRS (Orléans) des essais analytiques sur la combustion de l'hydrogène. Ces essais se sont achevés fin 2005 : les phénomènes de combustion semblent désormais suffisamment connus, à l'exception de la combustion de l'hydrogène lors du fonctionnement de l'aspersion en pluie dans l'enceinte de confinement, qui doit faire l'objet d'essais complémentaires.

La validation des modèles de condensation de la vapeur d'eau dans une enceinte de confinement en présence d'hydrogène est effectuée par l'IRSN dans l'installation TOSQAN (IRSN/Saclay). Certains résultats ont fait l'objet d'une confrontation internationale dans le cadre de l'ISP 47 (International Standard Program – cadre OCDE/AEN). L'institut soutient par ailleurs le programme MISTRA, mené au CEA, dédié à l'étude de la répartition de l'hydrogène dans une enceinte de confinement en situation accidentelle.

La validation des modèles d'accélération de flamme lors de la combustion de l'hydrogène a été effectuée par l'IRSN dans l'installation expérimentale RUT (Russie).

Dans le cadre de la vérification du bon fonctionnement des recombineurs passifs de l'hydrogène, l'IRSN a réalisé les essais H2PAR d'empoisonnement des recombineurs par les aérosols générés dans l'enceinte lors d'un accident grave.

Enfin, l'IRSN a fait réaliser par FzK (Forschungszentrum Karlsruhe GmbH), dans son installation DISCO, des essais sur l'échauffement direct de l'enceinte.

## Comportement des produits de fission

### PHEBUS PF

Phébus PF (PF pour Produits de Fission) est un programme international piloté par l'IRSN. Il se déroule sur une vingtaine d'années (1988-2008). C'est le seul programme qui reproduise, à échelle réduite mais dans des conditions représentatives, le processus de fusion du cœur d'un réacteur à eau sous pression.

Cinq essais ont été réalisés dans le réacteur expérimental Phébus pour mieux connaître la physique d'un accident de fusion de cœur dans un REP, notamment les rejets radioactifs : quels produits radioactifs pourraient être relâchés à l'extérieur de la centrale et en quelles quantités ? Sous quelle forme : poussières ou gaz ?

Ce programme a fait l'objet d'une vaste collaboration internationale, associant près d'une quarantaine d'organismes techniques de sûreté et de recherche de l'Union Européenne, de Suisse, de Roumanie, de Bulgarie, des Etats-Unis, du Canada, du Japon et de la Corée du sud.

Les résultats des essais servent, en particulier, à qualifier le logiciel franco-allemand de calcul (ASTEC) qui permet de simuler le déroulement d'un accident grave dans une centrale. Ces recherches contribuent à améliorer les mesures de prévention ainsi que les actions et procédures qui seraient mises en œuvre en cas d'accident pour protéger les populations et l'environnement.

#### **En savoir plus :**

- Descriptif du [programme Phebus PF](#).

### AUTRES PROGRAMMES EXPÉRIMENTAUX RELATIFS AUX PRODUITS DE FISSION

Malgré la quantité importante de résultats déjà obtenus, les études des rejets envisageables en cas de fusion du cœur montrent que des incertitudes significatives subsistent dans certains domaines importants pour l'évaluation des risques et la gestion d'une situation accidentelle. Face à ce constat, l'IRSN et ses partenaires français EDF et CEA ont bâti un nouveau programme intitulé « **Terme Source** », dont l'objectif est de réduire les incertitudes les plus importantes.

Il vise à répondre aux questions suivantes :

- Quels sont les rejets d'iode sous forme volatile ?
- Les rejets de ruthénium, composé très radiotoxique, sont-ils correctement estimés ?
- L'utilisation de combustible MOX ou d'UO<sub>2</sub> à fort taux de combustion modifie-t-elle d'une façon significative la nature, la quantité et la cinétique des rejets ?

Le premier volet de ce programme concerne la chimie de l'iode. Les essais **CHIP** (2006–2009) serviront à étudier la chimie de l'iode dans le circuit primaire avec une attention particulière portée à la chimie hors équilibre et à la formation d'iode gazeux pouvant être relâché dans l'enceinte de confinement. Les essais **EPICUR** (2005–2009) permettront, entre autres, de mieux quantifier la formation d'iode organique dans l'enceinte de confinement. En effet, l'iode organique n'est pas retenu par le filtre « à sable » installé sur le circuit de dépressurisation contrôlée de l'enceinte et serait donc intégralement rejeté dans l'environnement si on ouvre ce circuit.

Le deuxième volet concerne l'effet de la dégradation des barres de commande en carbure de bore (B<sub>4</sub>C) sur le déroulement d'un accident grave. Les modèles décrivant les phénomènes associés étant insuffisamment validés, les essais **BECARRE** (2006-2007) permettront de caractériser les produits d'oxydation du B<sub>4</sub>C, en particulier les gaz carbonés susceptibles d'avoir un impact significatif sur la volatilité des produits de fission relâchés dans l'enceinte de confinement.

Le troisième volet du programme s'intéresse aux conséquences d'une dégradation d'éléments combustibles au contact de l'air en cas de percée de la cuve du réacteur après fusion d'une partie du cœur ou en cas de dénoyage d'une piscine d'entreposage de combustibles. Dans ces situations, le ruthénium, produit de fission à radiotoxicité élevée, devient volatil et est largement relâché.

Après la fusion d'une partie du cœur, le tétraoxyde de ruthénium (RuO<sub>4</sub>) peut exister sous forme gazeuse dans l'enceinte de confinement, celui-ci se comportant alors comme l'iode organique dans le filtre à sable. Il est prévu de

réaliser un essai d'émission du ruthénium en présence d'air dans l'installation VERDON du CEA et des essais sous rayonnement afin de mieux connaître le comportement de ce corps et de quantifier le phénomène.

En cas de dénoyage d'une piscine d'entreposage de combustibles, une bonne modélisation du déroulement de l'accident nécessite de mieux connaître l'oxydation des gaines du combustible sous air, qui met en jeu des phénomènes complexes tels que la nitruration du zirconium. C'est l'objet des essais MOZART (2005-2006).

Les programmes EPICUR, CHIP, BECARRE et **MOZART** sont réalisés par l'IRSN dans ses installations.

Le quatrième et dernier volet du programme « Terme source » concerne l'émission des produits de fission à partir du combustible. L'analyse des résultats des essais déjà réalisés, tels que les essais VERCORS réalisés par le CEA sur financement IRSN et EDF, a permis d'élaborer des hypothèses crédibles permettant d'expliquer les relâchements mesurés, en particulier leur dépendance au taux de combustion et à l'atmosphère environnante. Pour valider ces hypothèses, des microanalyses seront réalisées sur du combustible irradié et du combustible ayant subi des essais d'émission de produits de fission. Par ailleurs, pour compléter la base de données existante, il est prévu de réaliser trois essais de relâchement dans l'installation VERDON du CEA (2008-2009), deux avec du combustible MOX et un avec du combustible UO<sub>2</sub> à fort taux de combustion. Chaque essai consistera à faire fondre des pastilles de combustible, à faire se déposer les produits de fission émis puis à analyser ces dépôts afin de connaître la nature et les quantités des produits relâchés.

Le programme proposé est cofinancé et réalisé dans un cadre tripartite IRSN/EDF/CEA. Il est soutenu, au plan international, par la Commission Européenne, l'USNRC et PSI.

## Les Études Probabilistes de Sûreté de niveau 2 (dites EPS2)

Une étude probabiliste de sûreté (EPS) vise à déterminer la probabilité d'un événement redouté. Elle permet d'obtenir une appréciation mieux quantifiée du risque associé à une installation et surtout des enchaînements de phénomènes en cause. Cette approche aide à déterminer les axes de progrès les plus intéressants.

Une EPS de niveau 1 retient la fusion du cœur comme événement redouté. Une EPS de niveau 2 poursuit au-delà de la fusion du cœur, étudiant des séquences d'événements pouvant conduire à des rejets plus ou moins importants dans l'environnement.

Électricité de France et l'IRSN ont à ce jour achevé chacun une première version de l'EPS de niveau 2 sur les tranches de 900 MWe et projettent de développer une EPS de niveau 2 sur les tranches de 1300 MWe. L'étude IRSN comporte un niveau détaillé de représentation des phénomènes physiques et du fonctionnement des systèmes, leur étude approfondie afin de les quantifier.

Par rapport à l'EPS 2 réalisée aux États-Unis par l'USNRC (NUREG 1150) pour des réacteurs similaires :

- l'interface avec l'EPS 1 est plus détaillée ;
- la méthode de quantification des phénomènes physiques est plus largement fondée sur des résultats de calculs plutôt que sur des jugements d'experts ;
- l'évaluation des actions humaines comprend l'ensemble des actions qui pourraient être menées par les équipes de crise,
- les fuites du confinement sont prises en compte de manière approfondie ;
- un programme d'études spécifique sur la tenue des équipements en situation d'accident grave a été engagé.

Dans cette version, tous les états de fonctionnement du réacteur n'ont pas été considérés, en particulier les états à l'arrêt. En conséquence, les études seront poursuivies.

Une version actualisée de l'étude, considérant l'ensemble des états de fonctionnement, devrait être disponible fin 2006.

## La sûreté du réacteur EPR

Depuis l'accident de Tchernobyl, il a été clairement mis en évidence que des rejets importants de radioactivité peuvent entraîner la contamination durable de terrains et de chaînes alimentaires. Les conditions de vie de la population demeurant sur des terrains contaminés deviennent alors difficiles pour de nombreuses années.

Toute nouvelle génération de réacteurs doit évidemment apporter des progrès en matière de sûreté. Après l'accident de Tchernobyl, des objectifs ambitieux ont été fixés pour le réacteur EPR, dans deux directions :

- l'élimination « en pratique » des situations accidentelles de fusion du cœur pouvant conduire à des rejets importants et précoces ; ceci concerne en particulier les accidents de réactivité et les accidents de fusion du cœur à haute pression ;
- la réduction des rejets à la suite d'une fusion de cœur à basse pression, de telle sorte qu'il n'y ait pas besoin, en particulier, d'imposer des restrictions à long terme de la consommation des produits alimentaires issus des territoires concernés par ces rejets.

## La notion de culture de sûreté

La notion de culture de sûreté est issue du secteur nucléaire. Elle est un produit direct de l'accident de Tchernobyl. Un bref historique montre qu'elle apparaît de façon claire dans une publication de l'AIEA intitulée Culture de sûreté (1991) et connue sous le nom de **INSAG-4** (ce qui désigne la publication n°4 de l'INSAG, le International Nuclear Safety Advisory Group ou Groupe consultatif international pour la sûreté nucléaire).

En particulier, l'INSAG-4 donne une définition de cette notion et des développements permettant de comprendre comment apprécier le niveau de culture de sûreté d'un groupe (par exemple l'ensemble du personnel d'une centrale nucléaire ou l'ensemble du secteur électronucléaire d'un pays).

La notion de culture de sûreté a ensuite été adoptée par toutes les industries technologiques à risques. C'est ainsi que le directeur général de l'AIEA disait, en 2002 (Préface à l'INSAG-15) : « Durant les dix dernières années, le concept de culture de sûreté a été, dans de nombreuses industries, un élément essentiel des discussions relatives à la sûreté. Cela reflète la réalisation que, certes, il est essentiel de disposer de sauvegardes fournies par l'ingénierie et de systèmes de gestion formalisés destinés à maîtriser les risques, mais il est tout aussi important d'obtenir des travailleurs l'engagement volontaire de traiter la sûreté comme une priorité grâce à un authentique engagement de l'entreprise à assurer de hauts niveaux de sûreté (traduction IRSN). »

La notion a, en outre, été étendue à des risques autres que technologiques, notamment dans le secteur financier. C'est ainsi que l'on parle de culture du risque. Cet élargissement conduit à observer les différentes cultures de sûreté de différents groupes socioprofessionnels, notamment les professionnels directement confrontés aux risques technologiques et les dirigeants qui sont rarement confrontés aux questions de sûreté dans leur quotidien. On constate que les risques principaux, pour les dirigeants, sont liés à la pression économique et fort peu aux risques technologiques. Cela souligne la nécessité d'étendre la culture de sûreté à ces niveaux hiérarchiques et d'être vigilant sur les impacts de la pression économique sur la culture de sûreté. La centrale Lénine de Tchernobyl fut sujette aux pressions de la production relayées par le pouvoir soviétique durant toute sa durée de vie. L'essai de sûreté initialement programmé pour l'après-midi du vendredi 25 avril 1986 a été retardé en raison d'une demande de la production. S'il n'avait pas été retardé, l'accident n'aurait probablement pas eu lieu.



## Historique

Comme le dit le directeur général de l'Agence Internationale de l'Énergie Atomique (AIEA) : « Les questions d'ingénierie ont bénéficié pendant de nombreuses années d'une attention soutenue de la part de la communauté nucléaire. Cependant, c'est seulement pendant les années 1990 approximativement que les problèmes d'organisation et de culture ont été reconnus comme essentiels à la sûreté des opérations. » (Préface à l'INSAG-13, Management of Operational Safety in Nuclear Power Plants, AIEA 1999)

On peut distinguer schématiquement trois périodes dans cette évolution :

1. Jusqu'à l'accident de Three Mile Island (1979), « les questions d'ingénierie » dominent la sûreté nucléaire ; le facteur de risque principalement appréhendé est le **facteur technologique**.
2. Après l'accident de Three Mile Island, les aspects humains prennent une place qu'ils n'avaient pas eue auparavant. En particulier, il est reconnu que le système technique étant piloté par des hommes, ceux-ci doivent pouvoir efficacement identifier l'état de ce système. L'interface homme-machine, particulièrement défaillante lors de l'accident de Three Mile Island (voir [notre dossier](#)), fait l'objet de nombreuses améliorations ; elle devra dorénavant transmettre efficacement l'information pertinente aux opérateurs. À côté du facteur technologique, le **facteur humain** gagne ainsi ses lettres de noblesse.

Par ailleurs, l'intérêt pour l'organisation de la sûreté commence à se manifester. En témoigne la mise en place de

systèmes de retour d'expérience performants au sein des pays exploitant des installations nucléaires et au niveau international pour que tous bénéficient de l'expérience de chacun.

3. Après l'accident de Tchernobyl (1986), l'ensemble de l'organisation nucléaire devient un sujet important pour la sûreté. Apparaît ainsi un troisième facteur de risque, le **facteur organisationnel**. Le système technique et les hommes qui le pilotent opèrent au sein d'une organisation complexe qui comprend, notamment, les autorités, les experts et l'industrie nucléaire. Cette organisation détermine l'attitude des acteurs directs et donc la sûreté des opérations.

Pendant quelques années après l'accident, la notion de culture de sûreté est utilisée sans définition claire. C'est en 1991 que l'AIEA publie le rapport INSAG-4 intitulé Culture de sûreté, ouvrage qui définit précisément le concept dans le cadre de l'industrie nucléaire.

L'intérêt pour la culture de sûreté ne se dément pas. C'est ainsi que le Groupe consultatif international pour la sûreté nucléaire publie régulièrement des recommandations sur le sujet.

**Pour en savoir plus :**

- [La liste des publications de l'INSAG](#) (taper INSAG dans la case 'Simple search')
- [Rapport INSAG-15, Key Practical Issues in Strengthening Safety Culture](#)

## Définition

L'INSAG-4 donne une des premières définitions de la culture de sûreté :

**La culture de sûreté est l'ensemble des caractéristiques et des attitudes qui, dans les organismes et chez les individus, font que les questions relatives à la sûreté bénéficient, en priorité, de l'attention qu'elles méritent en raison de leur importance.** Cette définition fait ressortir que la culture de sûreté (dans tout ce qui suit les guillemets et les références désignent des citations de l'INSAG-4) :

- est une question « d'attitude » (« les individus ») autant que de structure (« les organismes ») ; « les bonnes pratiques sont, certes, une composante essentielle de la culture de sûreté, mais elles ne suffisent pas en soi si elles sont appliquées de manière formelle » ;
- exige que « toutes les questions de sûreté soient perçues et traitées » ; il est clair que si elles sont passées sous silence, elles ne peuvent pas recevoir « l'attention qu'elles méritent ».

D'autres éléments relatifs aux attitudes sont ajoutés à cette définition dans l'INSAG-4, tels que « une habitude de penser en termes de sûreté », ou encore « l'engagement et le sens de la responsabilité de tous ».

L'INSAG-4 insiste sur la nécessité de décliner la définition ci-dessus aux différents niveaux hiérarchiques de l'organisme porteur de risque et, plus généralement, au sein de l'ensemble du système réglementaire, administratif et technique dans lequel celui-ci opère. En résumé, pour assurer une bonne culture de sûreté au sein d'un organisme : **les niveaux supérieurs de la hiérarchie doivent :**

- définir une politique qui accorde la priorité à la sûreté (§70), diffuser efficacement cette orientation à tous les échelons afin qu'il soit clair que « les préoccupations de sûreté peuvent, à l'occasion, l'emporter sur les impératifs de la production » (§71),
- assurer l'organisation de la sûreté (préciser les responsabilités, mettre en place les bonnes incitations) et affecter les ressources nécessaires (§73),
- faire pratiquer le contrôle et l'audit (§74).

**les niveaux opérationnels doivent développer un professionnalisme de la sûreté qui combine (§59) :**

- attitude interrogative,
- démarche rigoureuse et prudente,
- recherche et circulation de l'information.

Le facteur organisationnel est au cœur de ces préoccupations.

Même si les éléments constitutifs de la culture de sûreté « ne sont pas mesurables » au sens rigoureux du terme, « il est important de pouvoir juger du niveau de culture de sûreté ». Définir des moyens d'évaluer la culture de sûreté est capital, car : « Tous ceux qui s'occupent de questions touchant à la sûreté affirmeront [qu'une bonne culture de sûreté]... "c'est ce que nous faisons déjà". » Autant il sera aisé, rétrospectivement, après un accident grave, de trouver des éléments défailants dans la culture de sûreté, autant une mission d'évaluation ex ante risque d'avoir de grandes



difficultés à se faire entendre voire à évaluer la situation. L'INSAG-4 propose 143 questions permettant de juger du niveau de la culture de sûreté d'un organisme. Cet effort a été poursuivi. « L'INSAG-4, publié en 1991, constituait un des premiers essais pour définir ce que l'on entend par culture de sûreté et pour rendre le concept en langage pratique. L'INSAG-13 élaborant sur cette base, considérait les questions organisationnelles qui sous-tendent une excellente culture de sûreté. La présente publication [INSAG-15] poursuit et étend cette discussion. C'est un rapport éminemment pratique, destiné à traduire le concept en langage de tous les jours, afin que les opérateurs et les autorités disposent non seulement d'un cadre de référence pour comprendre le sujet, mais puissent aussi mesurer la performance — individuelle et organisationnelle — avec des critères exprimés clairement et applicables de façon universelle. » (Préface de l'INSAG-15, traduction IRSN).

#### **Pour en savoir plus :**

- [Texte de l'INSAG-4, Culture de sûreté](#)
- [Texte de l'INSAG-13, Management of Operational Safety in Nuclear Power Plants](#)
- [Texte de l'INSAG-15, Key Practical Issues in Strengthening Safety Culture](#)
- [Texte du Safety Report 11, Developing Safety Culture in Nuclear Activities](#)

## Culture de sûreté de différents groupes

### **La culture du risque**

De nombreux secteurs d'activité sont confrontés à des risques divers dont les risques technologiques ne forment qu'une partie. Ils ont développé un équivalent de la notion de culture de sûreté, celle de culture du risque, dont il existe plusieurs définitions [1]. Parmi ces secteurs, les entreprises financières ont, par exemple, souffert de comportements excessivement risqués de traders indisciplinés. Le plus célèbre d'entre eux est sans doute Nick Leeson qui causa la chute de la banque Barings [2] en 1995. Cet événement a ébranlé les milieux financier et boursier et conduit à la publication de recommandations qui s'imposent, de fait, aux entreprises cotées à la Bourse de Londres [3]. Ces recommandations sont comparables à celles de l'INSAG-4 en ce qu'elles insistent sur les rôles partagés de la direction et de l'ensemble des salariés et sur le facteur organisationnel dans la gestion des risques. Elles prônent ainsi la mise en place d'un système de contrôle interne des risques, système qui informe régulièrement les partenaires, notamment les actionnaires.

D'une façon générale, la culture du risque (de tous les risques) pourrait être repérée, au sein d'un organisme, par la réponse aux grandes questions suivantes :

- À quels risques est confronté l'organisme ?
- Quelle est l'importance relative de ces risques ?
- Parmi ces risques, lesquels peuvent et/ou doivent être assumés [4] ?
- Comment les risques assumés sont-ils traités ?

Une organisation dotée d'une forte culture du risque s'engage à connaître et traiter ses risques, par exemple en établissant des normes et procédures destinées à identifier et évaluer les risques et garantir que ces risques soient traités. L'exploration systématique des quatre questions ci-dessus (et plus généralement de toute question liée au risque) fait progresser la culture du risque. En revanche, la réponse à ces questions est souvent peu explicite quand la culture du risque est faible.

### **Culture de sûreté de différents groupes**

La notion de culture de sûreté est donc le dernier stade d'une évolution qui agrandit progressivement le champ de la sûreté, passant :

- d'une focalisation sur le système technique,
- à l'inclusion des hommes qui pilotent et maintiennent ce système,
- et enfin à la prise en compte du système social dans lequel opèrent ces hommes (autorités, jusqu'au niveau le plus élevé, experts, concepteurs, fabricants, sous-traitants...).

Cet élargissement — que l'on retrouve dans les secteurs à risques tels que l'aviation ou les transports ferroviaires — conduit à envisager des groupes socioculturels de plus en plus divers. De la même façon que la culture en général, la culture de sûreté diffère entre pays, entre secteurs et entre groupes socioprofessionnels. On peut au moins distinguer la culture de sûreté des dirigeants d'entreprise et celle des personnels directement exposés au risque technologique.

La sûreté présente le plus souvent un aspect technique qui marque fortement le vécu des personnels : technicité pure, mais aussi normes, règlements et procédures. Ce vécu de la centrale nucléaire (mais aussi de l'usine, du porte-avions, de l'hôpital, etc.) représente souvent l'essentiel de la culture du risque de ces personnels.

En revanche, les dirigeants doivent traiter de nombreux risques autres que technologiques, dans des styles de culture et d'action très différents.

Cette question a fait l'objet d'investigations approfondies après l'accident de la navette Columbia. Le [rapport de la commission d'enquête](#) souligne notamment que les « ingénieurs » jouaient un rôle essentiel à la NASA lors du programme Apollo. À cette époque de compétition avec l'URSS, la conquête de la Lune n'avait pas de prix et les budgets ne connaissaient guère de restrictions. Par la suite, le politique (Sénat, Congrès, Office du budget) exigea des performances économiques tangibles et réduisit les budgets. Après l'époque des « ingénieurs », ce fut celle des « managers » dont le rôle n'était plus de réussir une prouesse technologique mais, du point de vue de la sphère politique, de rentabiliser un programme ordinaire (« les autobus de l'espace ») et, du point de vue de la NASA, de pérenniser des budgets permettant de poursuivre l'activité de l'agence. À la question posée par un membre de la commission d'enquête : « Quels étaient, d'après vous, les risques de défaillance d'une navette ? », les managers répondaient entre une chance sur 10 000 et une sur 100 000, alors que les ingénieurs répondaient... une sur cent (ex-post, la réponse est plus près de deux sur cent).

L'industrie nucléaire est également soumise à une évolution des contraintes, notamment économiques, qui pèsent sur elle. La progression, à tous les niveaux, de la culture de sûreté y représente un enjeu important (voir, par exemple [Ann MacLachlan, Nucleonics week, 16 octobre 2003](#) qui réfère à une période où la préoccupation était particulièrement forte).

**Notes : 1-** Par exemple, dans Culture du risque et de la sûreté, Ministère de l'écologie et du développement durable, 2003 : « La culture du risque est la façon de penser, de ressentir et d'aborder le risque dans l'organisation concernée. C'est la fondation mentale sur laquelle se bâtit le risk management. Elle est donc essentielle. »

**2-** L'internet est riche en références sur cet événement, par exemple en [français](#) et en [anglais](#).

**3-** Voir le [rapport Turnbull](#) (1999) et une [version révisée](#) (2005) des recommandations Turnbull. La France a également introduit des obligations qui imposent aux entreprises cotées en Bourse d'informer sur les risques qu'elles portent.

**4-** Par exemple, non couverts par un contrat d'assurance.