



Faire avancer la sûreté nucléaire

Rechercher un article, sujet...

OK

[Recherche avancée](#)



L'IRSN

LA RECHERCHE

ACTUALITÉS

AVIS ET RAPPORTS

PRESTATIONS & FORMATIONS

CARRIÈRES

Base de connaissances

[Accueil](#) > [Base de Connaissances](#) > [Installations nucléaires](#) > [Les accidents nucléaires](#) > [Accident de Three Mile Island \(USA\) - 1979](#)

**INSTALLATIONS
NUCLÉAIRES**

**SANTÉ ET
RADIOPROTECTION**

**SURVEILLANCE DE
L'ENVIRONNEMENT**

**NUCLÉAIRE ET
SOCIÉTÉ**

MEDIATHÈQUE

VOS QUESTIONS

GLOSSAIRE

Accident de Three Mile Island (USA) - 1979

6 ans après l'accident : suivi régulier des modifications et programme expérimental conséquent

Au Sommaire

Le déroulement de l'accident

4 mois après l'accident : les enseignements tirés

6 ans après l'accident : suivi régulier des modifications et programme expérimental conséquent

7 ans après TMI : l'accident de Tchernobyl souligne les difficultés de la gestion post-accidentelle

15 ans après l'accident : analyse systématique des accidents graves

30 ans après l'accident

Conclusions

Les procédures hors dimensionnement

Les résultats des premières études probabilistes [1] partielles réalisées par Électricité de France à la demande de l'autorité de sûreté nucléaire avaient montré que, pour obtenir un niveau de sûreté satisfaisant à l'égard des situations de perte des systèmes de sûreté redondants, il serait nécessaire de mettre en œuvre des mesures complémentaires.

A partir de ces considérations, Electricité de France a mis en place les procédures H (pour « hors dimensionnement ») dont certaines demandaient des modifications de l'installation et des adjonctions de matériel, soit à demeure, soit mobile. Cinq procédures H correspondant à cinq catégories d'évènements furent définies :

- H1 : perte de la source froide externe à l'installation ;
- H2 : perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur, normale et de secours ;
- H3 : perte totale des sources d'alimentation électrique (externes et internes) ;
- H4 : secours réciproque des systèmes d'aspersion dans l'enceinte et d'injection de secours à basse pression pendant la phase de recirculation ;
- H5 : protection des sites en bord de rivière en cas de crue dépassant la crue de référence.

Il s'agissait donc d'actions destinées à prévenir le développement d'accidents bien identifiés.

Les procédures ultimes

En 1981, le principe de mettre en place des procédures ultimes (U) fut retenu : ces procédures devaient permettre, en cas de fusion du cœur, de limiter les relâchements de produits radioactifs à l'extérieur de l'enceinte de confinement, et donc dans l'environnement. **Ces procédures visaient à couvrir la totalité des situations**

Autres thèmes

criticité

déchets radioactifs

démantèlement ECS EPR

Fukushima ITER séismes

sécurité sûreté nucléaire

Tchernobyl

Three Mile Island transport

visite décennale crise

maintenance Vieillessement

incendie

indépendamment de leurs causes, et ceci contrairement aux procédures H.

Les dispositions et procédures ultimes concernées sont les suivantes :

- la procédure U1, qui a pour objectif d'éviter la dégradation du cœur ou, en cas de dégradation, de maintenir le cœur dans la cuve, en utilisant tout moyen d'injection d'eau disponible ;
- la procédure U2, qui a pour objectif de repérer et de pallier les défauts de confinement de l'enceinte ;
- la procédure U3, qui prévoit la mise en œuvre de moyens mobiles pour pallier la défaillance éventuelle à moyen terme de l'ensemble des systèmes d'injection de secours et d'aspersion dans l'enceinte ;
- les dispositions U4, qui ont pour objectif la suppression, dans les radiers des bâtiments du réacteur des tranches REP, des chemins de fuite des produits radioactifs vers l'environnement sans filtration ;
- la procédure U5, qui a pour objectif d'éviter la défaillance de l'enceinte de confinement par surpression en procédant à des rejets filtrés.

Une nouvelle approche pour la conduite des installations

L'accident de TMI ayant mis en lumière le rôle de l'homme et la possible concomitance d'événements indépendants, une nouvelle approche de conduite des installations fut décidée en France, concrétisée par l'ensemble des procédures « SPI/U1/SPU », destinées à :

- assurer une forme de « redondance humaine », en situation accidentelle, des opérateurs par un ingénieur de sûreté ayant pour mission d'assurer une vérification indépendante de la pertinence de la stratégie de conduite en cours, à travers la surveillance d'un certain nombre de paramètres de sûreté ;
- permettre de couvrir au mieux l'occurrence simultanée de plusieurs événements a priori indépendants. Ce fut le début en France de la mise en place d'une approche appropriée à chaque état dégradé de l'installation, indépendamment du chemin qui y a mené (« approche par états »).

L'approche par états

L'accident de TMI a montré que les procédures incidentelles ou accidentelles « événementielles » ne pouvaient pas couvrir toutes les combinaisons possibles d'événements correspondant à des cumuls de défaillances matérielles ou humaines, simultanées ou différées, telles que par exemple, une erreur de diagnostic initial, une mauvaise application d'une procédure, un cumul d'accidents, la défaillance totale d'un système de sauvegarde... De plus, la multiplication de séquences pré étudiées accroît le nombre des procédures de conduite et rendrait le diagnostic et donc le choix de la bonne procédure pratiquement impossible.

« L'approche par événement » présentait de plus une difficulté, à savoir l'impossibilité de réactualiser le diagnostic initial en cas d'évolution de l'installation non conforme aux prévisions de ce diagnostic.

En France, pour sortir de cette impasse, Électricité de France (et Framatome) ont proposé d'aborder le choix des mesures correctives à mettre en œuvre en situation incidentelle ou accidentelle (quelle qu'elle soit), de manière différente : « l'approche par états » qui s'appuie notamment sur l'analyse des états de refroidissement de la

chaudière, complétée par l'analyse de la disponibilité des systèmes de sauvegarde.

La mise en place de simulateurs de conduite accompagnera ces actions en permettant l'entraînement à la conduite accidentelle et incidentelle ainsi que l'exécution de transitoires peu fréquents en situation normale.

Exigences relatives aux matériels utilisés lors de l'application des procédures de conduite

En complément de l'introduction des procédures H (auxquelles il faut ajouter les procédures U1 et U3) et de la mise en place des matériels associés, il convenait de prendre véritablement en compte la conduite dans la démonstration de sûreté, et notamment lors des phases post-accidentelles à moyen et long termes. Les matériels utilisés lors de l'application des procédures de conduite ont également fait l'objet d'exigences, en termes de conception et d'exploitation.

Bilan des études et modifications entreprises par Electricité de France

Six ans après l'accident de TMI, l'IRSN a présenté, devant le Groupe Permanent chargé des Réacteurs nucléaires, une analyse des études et modifications entreprises par Electricité de France après l'accident de TMI, incluant les procédures H et U.

A cette époque, toutes les études demandées à Electricité de France avaient été réalisées. Les principes des solutions retenues pour répondre aux objectifs de sûreté visés avaient été soumis à l'approbation de l'autorité de sûreté française et acceptés par elle.

D'une façon générale, l'IRSN a alors considéré que, malgré les délais nécessaires à la réalisation de certaines modifications, l'état d'avancement des actions engagées par Electricité de France pour améliorer la conduite des installations était satisfaisant. Néanmoins, du travail restait à faire, notamment pour ce qui concernait les dispositions envisagées pour limiter les rejets d'effluents radioactifs dans des locaux considérés lors de leur conception comme étant peu ou pas contaminables, et les dispositions nécessaires pour connaître et suivre l'évolution de l'inventaire en eau du circuit primaire ainsi que pour connaître l'état du cœur.

Les programmes de R&D de l'IRSN

En France, les programmes de recherche et de développement (R&D) se développaient dans plusieurs directions :

- l'examen des dispositions à prendre en cas de contamination extérieure à l'enceinte de confinement ;
- l'amélioration de la compréhension des phénomènes survenant lors d'un accident de fusion du cœur, par un programme d'expériences analytiques et globales et le développement d'un système de codes de calcul, dénommé aujourd'hui ASTEC et développé en commun par l'IRSN et son homologue allemand GRS, utilisant les modèles validés à partir des expériences précitées.

Parmi les domaines couverts par ces programmes, on peut mentionner :

- le comportement d'un cœur dégradé et le comportement des produits de fission relâchés par le combustible endommagé, puis transportés dans le circuit primaire jusque dans l'enceinte de confinement (programmes en pile PHEBUS CSD (cœur sévèrement dégradé), puis plus tard [Phebus PF](#) au centre d'études nucléaires de Cadarache, Bouches-du-Rhône) ;
- l'étude détaillée de la chimie de l'iode dans le circuit primaire et dans l'enceinte de confinement. Cette étude se poursuit à l'heure actuelle dans le cadre d'un programme d'essais analytiques international (programme [Terme Source](#)) ;
- l'étude détaillée du relâchement des produits de fission à partir d'un combustible irradié soumis à une élévation de température : essais HEVA puis essais VERCORS de l'IRSN réalisés par le CEA-Grenoble (ces essais vont être complétés par des essais à venir dans l'installation VERDON du CEA-Cadarache) ;
- l'étude de la stratification de l'hydrogène et des effets d'une déflagration d'hydrogène dans l'enceinte de confinement (développement du code CFD TONUS et essais analytiques associés) ;
- la caractérisation des aérosols relâchés par le combustible (essais HEVA et essais VERCORS) et l'étude de leur comportement dans le circuit primaire et l'enceinte de confinement (lancement des programmes expérimentaux TUBA et PITEAS au centre d'études nucléaires de Cadarache) ;
- l'étude des conditions de percement d'un radier en béton lorsque le corium n'est plus confiné dans la cuve (qui se poursuit encore avec le suivi du programme VULCANO d'interaction corium-béton réalisé par le CEA-Cadarache avec le soutien financier de l'IRSN et d'EDF).

L'IRSN s'est par ailleurs associé à des programmes de recherche sur les accidents graves menés dans d'autres pays (Europe, Etats-Unis, Russie, Japon), ou a bénéficié de résultats acquis, qui ont complété la base de connaissances nécessaire à la validation des outils de simulation. On peut citer :

- les programmes sur l'interaction corium-béton : programme BETA réalisé à Karlsruhe, Allemagne, programmes ACE et MACE (et, le plus récent, le projet OCDE MCCI-2) réalisés à Argonne, Etats-Unis ;
- les programmes en pile sur la dégradation de crayons combustibles : programmes PBF (Etats-Unis) et FLHT (Canada) ;
- les programmes hors pile, c'est-à-dire avec des crayons simulés et non radioactifs : CORA (Allemagne) et, plus récemment, QUENCH (Allemagne) traitant du début de la dégradation du cœur et du renoyage ;
- pers programmes analytiques cofinancés par l'Union Européenne (programmes cadres de recherche et développement) ;
- des programmes OCDE (RASPLAV et MASCA) par les Russes pour l'étude des propriétés des bains de corium dans un fond de cuve, OLHF aux Etats-Unis pour la rupture mécanique du fond de la cuve (et actuellement [programme Serena](#) pour l'interaction entre le corium et l'eau).

La gestion des situations d'urgence

Le retour d'expérience des exercices de crise a conduit à définir, avec EDF, une méthode d'expertise des accidents basée sur une approche par état des barrières successives existantes entre le combustible nucléaire et l'environnement. De premiers outils d'évaluation permettant aux experts de fournir rapidement des ordres de grandeur des conséquences radiologiques à l'extérieur des sites ont été développés.

Depuis les années 1980, les simulations n'ont cessé d'évoluer pour mieux correspondre à ce que serait une véritable situation d'urgence nucléaire. Au cours de cette décennie, trois exercices nationaux, impliquant les exploitants d'installations nucléaires, l'autorité de sûreté nucléaire et l'IRSN, étaient réalisés chaque année. Ils étaient essentiellement ciblés sur le rétablissement d'une situation sûre de l'installation accidentée.

Page 4 de 8

Note:

1- Les études probabilistes de sûreté (EPS) permettent d'avoir une appréciation globale des risques associés à une installation et d'identifier d'éventuels points faibles dans la conception et l'exploitation de cette installation.

L'IRSN

Présentation et missions
Implantation et plans d'accès
Organigramme
Offres d'emplois
Offres de stages
Contact

RECHERCHE

Equipes de recherche
Programmes de recherche
Collaborations scientifiques
Publications scientifiques
Thèses / Post-docs / HDR

PRESTATIONS ET FORMATIONS

Payez vos factures par carte bancaire
Examen du CAMARI
Gestion des sources radioactives et des appareils émetteurs de rayonnement
Prestations en dosimétrie et radioprotection
Prestations et études environnementales
Prestations pour les installations nucléaires et industrielles
Formations en radioprotection
Formations en sûreté nucléaire
Formation en sécurité nucléaire et non-prolifération

S'INFORMER

Actualités
Actualités scientifiques
Avis aux autorités
Rapport d'expertise
Rapports aux groupes permanents d'experts

PUBLICATIONS

Rapport annuel
Baromètre IRSN
Magazine Repères
Lettre scientifique Aktis
Ouvrages scientifiques
Publications pour les professionnels

REPÈRES N° 31

Décembre 2016

Au sommaire :
Radioactivité,
mieux gérer les
sites et les sols
pollués



[Lire le magazine](#)

S'ABONNER



Recevez la newsletter

S'ABONNER

Suivez-nous

