

L'accident de Three Mile Island et ses enseignements pour la sûreté des centrales nucléaires en France

Le 28 mars 1979, à la centrale nucléaire de Three Mile Island en Pennsylvanie (Etats-Unis), une série de défaillances matérielles et humaines provoquaient la fusion partielle du cœur du réacteur nucléaire.

Trente ans après, l'IRSN propose un dossier qui revient sur les causes de cet accident et détaille les nombreuses leçons qui en ont été tirées pour améliorer la sûreté des centrales nucléaires dans le monde.

1 - Introduction	2
2 - L'accident de Three Mile Island	3
Un cumul de défaillances	3
Une application des consignes en vigueur mais avec de fausses informations	4
Un manque d'informations sur l'état du cœur	4
Fusion du combustible puis remise en service de l'injection de sécurité	4
Les conséquences de l'accident sur la population	5
3 - Quatre mois après l'accident de TMI : les enseignements tirés	7
La conduite des installations nucléaires	7
Le confinement des substances radioactives	7
L'expérience tirée de l'exploitation des centrales nucléaires	7
La mise en place des plans d'urgence en France	8
4- Six ans après l'accident de TMI : un suivi régulier des modifications et un programme expérimental conséquent	9
Les procédures hors dimensionnement	9
Les procédures ultimes	9
Une nouvelle approche pour la conduite des installations	9
Exigences relatives aux matériels utilisés lors de l'application des procédures de conduite	10
Bilan des études et modifications entreprises par Electricité de France	10
Les programmes de R&D de l'IRSN	10
La gestion des situations d'urgence	11
5 - Sept ans après l'accident de TMI : l'accident de Tchernobyl souligne les difficultés de la gestion « post-accidentelle » d'un accident avec rejet massif de radioactivité dans l'environnement.	12
6 - Quinze ans après l'accident de TMI : analyse systématique des accidents graves... 13	
La R&D continue	13
Les EPS se développent	13
Lancement du Projet EPR	13
L'approche par états est progressivement généralisée pour la conduite des réacteurs en France 13	
La gestion d'un accident de fusion du cœur se précise	13
L'étude systématique des accidents graves	14
7 - Aujourd'hui, trente ans après l'accident de TMI	15
La place de l'homme	15
L'importance des événements précurseurs	15
L'étude des accidents graves	16
Le réacteur EPR	16
La gestion des situations d'urgence	17
8 - Conclusions	18

Un dossier rédigé par :

- G. Cenerino, F. Pichereau, E. Raimond, M. Dubreuil, L. Esteller, C. Pignolet, F. Bigot, P. Quentin IRSN/DSR
- R. Gonzalez, B. Clement IRSN/DPAM
- K. Herviou IRSN/DEI

1 - Introduction

Le choc provoqué par l'accident survenu le 28 mars 1979 à la centrale nucléaire américaine de Three Mile Island (accident avec fusion partielle du cœur du réacteur) a été considérable et les enseignements tirés ont été nombreux, notamment en France.

Même si, de manière théorique, les accidents de fusion du cœur avaient fait l'objet d'études scientifiques approfondies aux États-Unis dès le début des années 70 (études présentées dans le rapport WASH-1400¹), il faudra attendre l'accident de Three Mile Island (TMI) pour que les concepteurs et les exploitants d'installations nucléaires prennent conscience que les accidents de fusion du cœur sont possibles. A noter que, dès la publication du rapport WASH-1400, les organismes de sûreté français et étrangers ont cherché à tirer de cette étude des conclusions pratiques en termes d'amélioration de la sûreté des installations nucléaires et de définition de plans d'intervention en cas d'accident.

En effet, même si cet accident n'a pas remis en cause la conception globale des installations nucléaires², il a clairement démontré que des accidents plus graves que ceux considérés jusqu'alors pour le dimensionnement des centrales nucléaires (notamment l'accident de perte de réfrigérant primaire résultant d'une rupture instantanée et doublement débattue d'une tuyauterie du circuit primaire) sont possibles et qu'ils peuvent résulter d'une succession de défaillances techniques et d'erreurs humaines.

Cet accident a suscité un ensemble de questions, comme par exemple :

- comment éviter qu'au cours d'un scénario accidentel des actions de conduite inappropriée n'aboutissent à aggraver les conséquences jusqu'à la fusion du cœur ?
- comment se préparer à faire face à un accident grave, question concernant à la fois les exploitants d'installations nucléaires et les pouvoirs publics ?
- comment utiliser au mieux l'enceinte de confinement, dernière « barrière » contre la dissémination des produits radioactifs, dernier rempart ?
- comment identifier les scénarios précurseurs d'accidents graves et prendre, à temps, les mesures correctives nécessaires ?

Il est intéressant de souligner qu'en 1976, lors d'une conférence aux Etats-Unis³, le directeur de l'IPSN (maintenant IRSN) concluait qu'il était urgent d'avoir, par le biais notamment d'une collaboration internationale intense :

- une meilleure connaissance de tous les phénomènes physiques dans le domaine des accidents, notamment les accidents avec fusion du cœur ;
- une meilleure utilisation du retour d'expérience, en particulier pour tirer tous les enseignements utiles des incidents. Il insistait sur le fait « *que si tous les incidents des centrales nucléaires faisaient l'objet d'une analyse détaillée et étaient comparés aux analyses réalisées avant l'incident, on pourrait accumuler une quantité importante d'informations utiles...* ».

Trois ans plus tard, l'accident de Three Mile Island venait confirmer ces conclusions...

¹ Le rapport WASH 1400, publié en 1975, constitue la première étude complète estimant les probabilités d'occurrence d'accidents avec fusion du cœur et les conséquences radiologiques associées. Il est resté très longtemps un document de référence.

² L'application du concept de défense en profondeur imposait l'étude d'un certain nombre d'accidents, ce qui avait conduit notamment à mettre en place un confinement résistant. Ce confinement a très largement protégé les populations et le personnel de la centrale de TMI.

³ Rapport DSN N° 125^e. - P.Y. Tanguy - « The impact of WASH-1400 on Reactor Safety Evaluation ». Washington, D.C., November 14-19, 1976 - ANS/ENS International Conference

2 - L'accident de Three Mile Island

Un cumul de défaillances

La centrale nucléaire de Three Mile Island (TMI), située en Pennsylvanie (États-Unis), était équipée de deux réacteurs de 900 MWe à eau sous pression construits par Babcock et Wilcox.

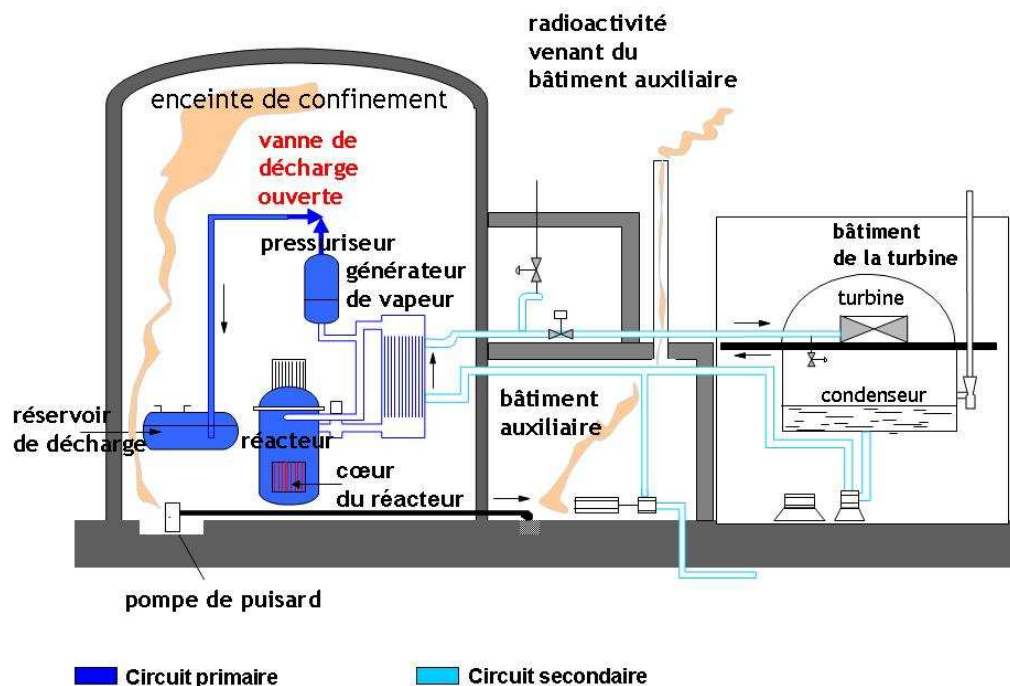
L'accident a commencé le mercredi 28 mars à 4 heures du matin par un simple incident d'exploitation : la défaillance de l'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur.

Les automatismes de sûreté prévus fonctionnèrent parfaitement : arrêt d'urgence de la réaction nucléaire par insertion des barres de commande dans le cœur et mise en service des pompes de secours d'alimentation en eau des générateurs de vapeur.

C'est alors qu'est intervenue une première défaillance : malgré la mise en service des pompes du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur, l'eau n'a pas pu atteindre les générateurs de vapeur car les vannes situées entre ces derniers et les pompes étaient fermées au lieu d'être ouvertes, par suite d'un oubli de l'opérateur (ces vannes avaient été régulièrement fermées pour procéder à un essai réglementaire des pompes ; après l'essai, ces vannes auraient dû être replacées en position ouverte). Ces vannes ont été réouvertes manuellement, huit minutes plus tard.

Néanmoins, pendant ce laps de temps, en raison du dégagement de chaleur produit par la puissance résiduelle due à la décroissance radioactive des produits de fission dans le combustible, l'eau du circuit primaire, insuffisamment refroidie, avait fait augmenter la pression de ce circuit jusqu'à déclencher l'ouverture de la vanne de décharge du pressuriseur, dont le rôle est d'évacuer l'excès de vapeur vers un réservoir et donc de diminuer la pression dans le circuit primaire.

Lorsque le refroidissement par les générateurs de vapeur fut rétabli et que la pression du circuit primaire commença à descendre en-dessous du seuil d'ouverture de la vanne de décharge du pressuriseur, une seconde défaillance se produit : la vanne de décharge du pressuriseur reçut l'ordre de se fermer mais resta coincée en position ouverte, d'où l'apparition d'une brèche dans la partie supérieure du pressuriseur.



Légende : Schéma de la centrale de Three Mile Island

Une application des consignes en vigueur mais avec de fausses informations

Les opérateurs, regardant l'indicateur de position de la vanne de décharge du pressuriseur, ont vu « vanne fermée » : cette information était fausse, et c'est là le point crucial de l'accident. **En effet, l'indicateur retransmettait en salle de commande l'ordre reçu par la vanne et non sa position réelle. Ceci constituera un des enseignements essentiels de l'accident.**

De plus, l'équipe d'opérateurs en charge de la conduite de la centrale a concentré son attention sur le niveau d'eau dans le pressuriseur, **en application des consignes en vigueur**. Les opérateurs de cette centrale n'avaient ni formation ni procédure pour faire face à une brèche située dans la partie supérieure du pressuriseur.

Ceci a fait apparaître un autre enseignement de l'accident : les opérateurs de la centrale ne disposaient pas de procédures adaptées leur permettant de couvrir les combinaisons possibles d'événements correspondant à des cumuls de défaillances matérielles ou humaines, simultanées ou différées.

Un manque d'informations sur l'état du cœur

Devant la montée rapide du niveau d'eau dans le pressuriseur, et croyant la vanne de décharge fermée, les opérateurs ont arrêté manuellement (après moins de cinq minutes) l'injection de sécurité d'alimentation en eau qui avait été automatiquement mise en service du fait de la brèche. **La représentation mentale de la situation qu'avaient les opérateurs était fausse, ils manquaient d'informations directes sur l'état du cœur du réacteur. Ce sera également un enseignement important de l'accident.**

Fusion du combustible puis remise en service de l'injection de sécurité

Compte tenu de la vidange du circuit primaire, le dégagement de chaleur dans le cœur du réacteur a porté l'eau à ébullition ; comme il n'y avait plus d'alimentation en eau dans le circuit primaire, le niveau d'eau dans la cuve a baissé et le combustible a commencé à ne plus être sous eau. Le refroidissement du combustible est devenu moins efficace et sa température a augmenté. A terme, il s'est produit un fort relâchement de produits de fission du combustible dans le fluide primaire et, par ce fluide, dans l'enceinte de confinement (la vanne de décharge du pressuriseur étant toujours ouverte) : 2 heures et 14 minutes après le début de l'accident, l'alarme de radioactivité élevée dans l'enceinte de confinement s'est déclenchée.

Les opérateurs ne pouvaient dès lors plus ignorer que la situation était sérieuse et qu'il existait sûrement une brèche du circuit primaire.

Réalisant qu'il pouvait bien y avoir sortie de radioactivité par la vanne de décharge du pressuriseur, les opérateurs **ont fermé la vanne d'isolement** de la ligne, ce qui a interrompu la décharge. Cependant, cette action a interrompu également toute évacuation d'énergie alors que le cœur du réacteur continuait à s'échauffer. **Les opérateurs ont alors remis en service une pompe primaire** qui a envoyé de l'eau refroidie par les générateurs de vapeur sur le combustible très chaud. La pression dans le circuit primaire augmenta alors dangereusement par vaporisation de l'eau au contact du combustible. **Les opérateurs ont ouvert de nouveau momentanément la vanne d'isolement** de la décharge du pressuriseur pour limiter le pic de pression dans le circuit primaire.

A ce stade de l'incident, de nouvelles alarmes de radioactivité se déclenchèrent, dont certaines hors du bâtiment du réacteur. L'eau qui se déverse dans l'enceinte de confinement était, en effet, reprise par des pompes de puisard à démarrage automatique qui renvoyaient cette eau contaminée dans des réservoirs de stockage situés dans un bâtiment auxiliaire non étanche. Ces réservoirs vont eux-mêmes déborder et créer une source de vapeur radioactive qui pourra s'échapper vers l'extérieur de la centrale.

Après avoir réalisé que le circuit primaire n'était pas plein d'eau mais en fait quasiment vide, les opérateurs remirent en service l'injection de sécurité d'alimentation en eau, d'abord à faible débit, puis au débit nominal. Cette action provoqua un nouveau choc d'eau froide sur le combustible mais le cœur fut à nouveau refroidi, quatre heures après le premier événement. Il faudra les douze

heures suivantes pour évacuer du circuit primaire l'essentiel de l'hydrogène créé par l'oxydation du zircaloy et des gaz de fission incondensables relâchés hors du combustible lors de l'accident.

Neuf heures et cinquante minutes après le début de l'accident, une explosion localisée d'environ 320 kg d'hydrogène provoqua un pic de pression de 2 bars environ dans le bâtiment du réacteur, sans provoquer de dégâts particuliers.

Il est vingt heures, le mercredi 28 mars 1979, l'accident proprement dit est terminé. Plusieurs jours seront cependant nécessaires pour pouvoir éliminer l'hypothèse du risque d'une explosion d'hydrogène.

Les dégâts subis par les éléments combustibles sont très supérieurs à ceux imaginés pour l'accident le plus grave étudié dans le cadre du dimensionnement de l'installation. On ne le constatera qu'en 1985, soit 6 ans plus tard, mais **45 % du combustible a fondu**, entraînant avec lui des matériaux de gaines et de structures, formant ce qu'on appelle un « corium ». Une partie de ce corium, 20 tonnes environ, s'est écoulée sous forme liquide dans le fond de la cuve, sans heureusement la traverser (voir figure 1), grâce peut-être à la formation d'un espace entre le corium et la cuve qui aurait permis la circulation de l'eau de refroidissement dans la cuve.

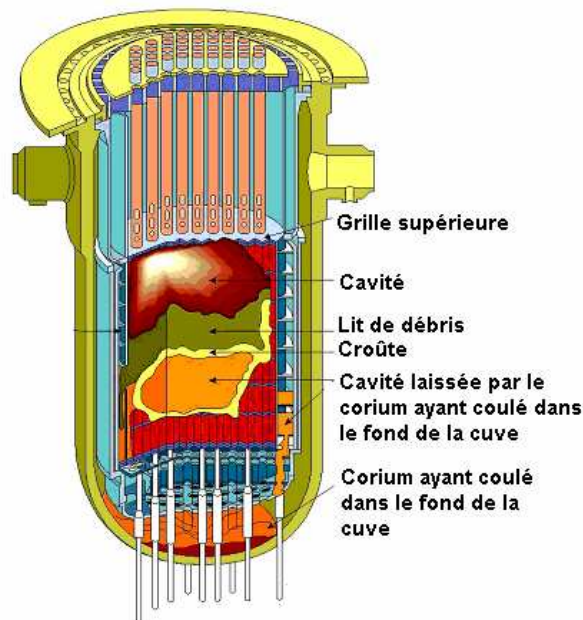


Figure 1 :
Coupe de la cuve montrant le combustible significativement dégradé par la fusion partielle du cœur lors de l'accident survenu aux USA le 28 mars 1979 à Three Mile Island, près de Middletown, Pennsylvanie

Les conséquences de l'accident sur la population

Malgré la fusion partielle du cœur du réacteur et l'important relâchement de radioactivité dans l'enceinte de confinement, les conséquences radiologiques immédiates dans l'environnement ont été minimes. L'enceinte de confinement a en effet rempli son rôle. Les faibles rejets dans l'environnement ont été causés par le maintien en service d'un système de pompage des effluents du circuit primaire.

Dans la conception de l'installation de Three Mile Island, l'injection de sécurité d'alimentation en eau ne provoquait pas automatiquement l'isolement de l'enceinte de confinement, c'est-à-dire la fermeture de vannes sur toutes les tuyauteries entrant ou sortant du bâtiment réacteur et non indispensables pour le bon déroulement des séquences de sauvegarde. L'isolement de l'enceinte de confinement est destiné à bloquer les échanges entre l'intérieur et l'extérieur, pour limiter les rejets éventuels. Les pompes des puisards ont donc pu, pendant plusieurs heures, transporter dans un bâtiment auxiliaire de l'eau de plus en plus chargée en produits radioactifs. Du fait

d'inétanchéités de circuits, de l'eau contaminée chaude s'est échappée dans le bâtiment et s'y est vaporisée, relâchant l'iode et le xénon qu'elle contenait. Ces gaz et vapeurs ont été aspirés par la ventilation générale du bâtiment, à travers des filtres à iode à l'efficacité insuffisante, et rejetés.

Il a fallu que le transfert provoque des alarmes dans ce bâtiment pour que l'ordre d'isolement soit donné, manuellement, un peu plus tard. Il s'agit là d'une erreur de conception.

Soulignons que le niveau d'anxiété de la population a été élevé et encore intensifié par une recommandation d'évacuation provenant de l'autorité de sûreté américaine (la NRC), recommandation cependant annulée par le Gouverneur de l'Etat de Pennsylvanie.

→ Pour plus d'information : L'accident de TMI est détaillé dans de nombreuses publications. Nous recommandons notamment la lecture du livre de Jacques LIBMANN intitulé « Eléments de Sûreté Nucléaire », EDP Sciences 2000 (2^{ème} tirage), ISBN 2-86883-274-1, collection IPSN.

3 - Quatre mois après l'accident de TMI : les enseignements tirés

L'accident de fusion partielle du cœur du réacteur de TMI est venu souligner que des cumuls de défaillances étaient susceptibles de conduire à un accident grave. L'IRSN (IPSN à l'époque) s'est alors attaché à analyser cet accident de façon à en tirer au plus tôt des enseignements qui permettraient d'améliorer la sûreté des centrales nucléaires françaises.

A peine quatre mois après l'accident, à la demande de l'autorité de sûreté nucléaire et sur la base d'un rapport de l'IRSN, le Groupe Permanent chargé des Réacteurs nucléaires formula un avis et des recommandations. Ces recommandations furent notifiées par l'autorité de sûreté nucléaire à Électricité de France dès août 1979.

Si les enseignements tirés de l'évaluation de cet accident ne remettaient pas en cause les principes fondamentaux de sûreté sur lesquels est fondée la conception des réacteurs à eau sous pression actuels, les réflexions en matière de sûreté se sont portées sur quatre grands sujets : la conduite des installations, le confinement des substances radioactives, l'expérience tirée de l'exploitation des centrales nucléaires et la mise en place de plans d'urgence.

La conduite des installations nucléaires

Pour un fonctionnement sûr des installations en conditions normales d'exploitation ou lors de situations accidentelles, il était recommandé que les opérateurs disposent en salle de conduite :

- d'informations fiables, suffisantes et représentatives de l'état réel de l'installation ;
- de documents de conduite clairement rédigés et validés, leur permettant en cas d'incidents ou d'accidents de ramener et maintenir à long terme le réacteur dans un état sûr.

Le confinement des substances radioactives

L'enceinte de confinement de TMI a joué son rôle et seule une contamination du bâtiment auxiliaire a été à l'origine de faibles rejets dans l'environnement. Limiter de tels rejets par les centrales françaises imposait alors :

- de limiter l'activité dans les locaux non conçus pour assurer un rôle de confinement vis-à-vis de ces rejets ;
- d'améliorer le confinement des effluents liquides et gazeux dans les locaux précités ;
- d'améliorer la surveillance de la radioactivité en situation accidentelle dans l'ensemble de l'installation.

L'expérience tirée de l'exploitation des centrales nucléaires

Il s'est avéré que l'accident de TMI aurait pu être évité. En effet, il avait été précédé de plusieurs incidents précurseurs, dont le plus important était survenu dans le réacteur de la centrale nucléaire américaine Davis Besse (Ohio). De manière très schématique, était appliquée l'équation implicite suivante :

« pas de conséquence » = « pas d'importance »

Ainsi, ces incidents n'avaient attiré l'attention ni des exploitants d'installations nucléaires, ni de l'autorité de sûreté, et les procédures accidentelles et la formation du personnel n'avaient pas été améliorées. Les autres centrales n'en avaient pas été informées.

L'accident de TMI a conduit à remettre totalement en cause cette équation.

Les recommandations des organismes de sûreté français et étrangers après l'accident de TMI illustrent l'importance pour la sûreté de la prise en compte des enseignements tirés du fonctionnement des centrales nucléaires : **détection des points faibles de conception et d'exploitation, identification de précurseurs possibles d'accidents graves...**

Pour utiliser efficacement ces enseignements, il fut recommandé de mettre en place des structures permettant d'analyser tous les événements survenant dans les installations et d'informer rapidement les responsables de celles-ci des conclusions et décisions découlant de ces analyses.

La mise en place des plans d'urgence en France

L'accident de TMI est lié pour partie à une mauvaise compréhension de la situation par les opérateurs. Il a été établi qu'il était très difficile, pour une équipe, de remettre en cause son interprétation de la situation. Il est ainsi apparu que la mise en place d'une équipe de crise, à même de prendre un peu de recul sur la situation, pourrait être d'un apport majeur. De même, la clarification du rôle des différents acteurs et l'organisation de la circulation de l'information en situation d'accident sont apparues nécessaires. Des plans d'urgence ont été développés sur ces bases. La nécessité d'un entraînement régulier a été également mise en évidence.

C'est au début des années 1980 que les plans d'urgence ont été mis en place en France. Des plans d'urgence interne ont été développés par les exploitants d'installations nucléaires dans le but de maîtriser autant que possible un accident et d'en limiter ses conséquences, porter secours aux blessés sur le site et informer les pouvoirs publics et la presse. Les pouvoirs publics ont établi des Plans Particuliers d'Intervention répondant à l'objectif général de protection des populations en cas d'accident grave pouvant se produire dans ces installations. Dès 1980, un premier exercice de crise a été organisé à la centrale nucléaire de Fessenheim (Haut-Rhin).

4- Six ans après l'accident de TMI : un suivi régulier des modifications et un programme expérimental conséquent

Les procédures hors dimensionnement

Les résultats des premières études probabilistes⁴ 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 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'évènements 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 ;

⁴ 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.

- 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 accroîtrait 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, USA, 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, USA ;
- les programmes en pile sur la dégradation de crayons combustibles : programmes PBF (USA) 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 ;
- divers 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 USA pour la rupture mécanique du fond de la cuve (et actuellement [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.

5 - Sept ans après l'accident de TMI : l'accident de Tchernobyl souligne les difficultés de la gestion « post-accidentelle » d'un accident avec rejet massif de radioactivité dans l'environnement

Le 26 avril 1986, soit sept ans après l'accident de TMI, le réacteur RBMK de la centrale nucléaire russe de Tchernobyl explosait. Cet accident est de loin le plus grave jamais survenu dans une installation nucléaire civile.

A la suite à cet accident, la communauté internationale s'est davantage interrogée sur la gestion d'une situation post-accidentelle. L'ampleur des moyens qui fut nécessaire après cet accident est en effet impressionnante, qu'il s'agisse de la maîtrise d'incendies en ambiance fortement radioactive, de l'évacuation d'un grand nombre de personnes, du traitement de celles qui ont été le plus gravement irradiées, de la protection contre l'extension de la dissémination de la radioactivité ou de la décontamination de zones importantes, des programmes de surveillance des chaînes alimentaires et du suivi médical des populations concernées.

Enfin, dans un domaine très important, celui de l'information du public et de la communication, les difficultés rencontrées ont entraîné des réflexions sur la nécessité d'une meilleure « transparence ».

→ Pour plus d'information : Consultez notre dossier internet « [Les leçons de Tchernobyl](#) » publiée lors du 20^e « anniversaire » de l'accident.

6 - Quinze ans après l'accident de TMI : analyse systématique des accidents graves

La R&D continue

Quinze ans après l'accident de TMI, d'importants programmes d'études et de recherches se poursuivaient toujours, en France et à l'étranger, sur la tenue du confinement et sur les divers phénomènes susceptibles de se produire après la fusion du cœur du réacteur⁵. En particulier, des travaux de recherche et d'expérimentation sur les moyens permettant de réduire les risques associés au dégagement d'hydrogène lors d'un accident de fusion du cœur étaient en cours.

Les EPS se développent

Pour ce qui concerne les études probabilistes de sûreté (EPS)⁶, il est à souligner que des EPS de niveau 2 ou 3 étaient publiées à l'étranger (NRC, exploitants...), mettant en évidence l'importance des différents phénomènes susceptibles de survenir en accident grave⁷.

En France, les résultats des EPS de niveau 1 pour les REP 900 et les REP 1300 avaient été publiés en 1990 et il y avait un consensus sur le fait que les résultats de ces EPS pouvaient servir de base à l'évaluation des risques associés aux accidents graves.

De plus, l'IRSN et Électricité de France se lançaient dans le développement des EPS de niveau 2.

Lancement du Projet EPR

En 1993, le projet EPR se mettait en place et les autorités de sûreté françaises et allemandes définissaient des objectifs de sûreté ambitieux pour une nouvelle génération de réacteurs.

→ Pour plus d'information sur le réacteur EPR, consultez [notre dossier](#).

L'approche par états est progressivement généralisée pour la conduite des réacteurs en France

Concernant la conduite du réacteur, les études en France sur l'approche par états et les moyens nécessaires pour l'utiliser avaient abouti, en 1990, au démarrage des premiers réacteurs de 1300 MWe des centrales nucléaires de Penly (Seine-Maritime) et de Golfech (Tarn-et-Garonne) avec un premier jeu de procédures de ce type.

La gestion d'un accident de fusion du cœur se précise

Pour la gestion d'un accident de fusion du cœur, les réacteurs français disposaient :

- d'un Guide d'Intervention en situation d'Accident Grave (GIAG)⁸, rédigé par l'exploitant de l'installation, visant à apporter une aide aux équipes de crise en vue d'assurer au mieux le confinement des produits radioactifs ;
- de dispositions externes visant à limiter les conséquences sur les populations : organisation de crise et plans d'urgence.

⁵ Le lecteur intéressé pourra se référer au rapport IRSN- 2006/73 Rev 1 intitulé : « R&D relative aux accidents graves dans les réacteurs à eau pressurisée : Bilan et perspectives. ». Ce rapport est disponible sur le site internet scientifique de l'IRSN (URL : http://net-science.irsn.org/net-science/liblocal/docs/docs_DSR/rapport_RetD_AG_VF.PDF)

⁶ 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.

⁷ Pour la compréhension de ces phénomènes, le lecteur peut se référer au rapport IRSN « Accidents Graves des Réacteurs à Eau de Production d'Electricité » disponible sur le site internet de l'IRSN dans la collection « [Documents de référence](#) ».

⁸ Dans ce guide, les actions possibles pour diminuer les conséquences d'un accident grave sont décrites. Ces actions ont fait l'objet de discussions entre les experts d'EDF et de l'IRSN.

Les plans d'urgence ont été améliorés suite au retour d'expérience des exercices de crise avec le souci permanent d'anticiper les évolutions possibles de la situation pour d'une part, limiter ses conséquences, d'autre part mieux protéger les populations qui pourraient être exposées. Les méthodes d'expertise et les outils d'évaluation ont été complétés pour améliorer notamment la réactivité des équipes de crise. Les exercices de simulation d'accident nucléaire se sont développés en complexité et en nombre. Ils ont gagné en réalisme en sollicitant autant que possible des acteurs extérieurs (préfets, sécurité civile, populations, élus locaux). Aujourd'hui, le rythme des exercices pour les réacteurs à eau sous pression est de 6 par an. Ces exercices permettent d'entraîner les équipes de crise aux plans local et national, et de tester en temps réel les outils d'évaluation que l'IRSN a développés pour son centre technique de crise. L'objectif visé par ces exercices est d'éprouver la solidité de l'organisation de crise dans son ensemble.

L'étude systématique des accidents graves

Du fait que les études et la R&D menées, notamment à l'IRSN, permettaient de se faire une relative bonne idée des phénomènes associés aux accidents graves, de la tenue du confinement sous certains cas de charge associés à ces phénomènes, et du transfert des produits de fission, l'IRSN entamait, à la demande de l'autorité de sûreté nucléaire, une étude systématique des accidents graves pouvant affecter les réacteurs français en exploitation (900 MWe, 1300 MWe, N4).

Ce travail devait amener, entre autre, Electricité de France à proposer, en 2004, un référentiel de sûreté dédié aux accidents graves.

7 - Aujourd'hui, trente ans après l'accident de TMI

La place de l'homme

Avant l'accident de TMI, les analyses de sûreté examinaient principalement la fiabilité des composants du réacteur nécessaires à la sûreté. L'accident de TMI a mis en exergue le fait que **l'homme est aussi un maillon essentiel de la sûreté**. Dans une période où les réacteurs de génération III (par exemple EPR) sont souvent mis en exergue par leurs concepteurs pour une fiabilité accrue des systèmes de sûreté et la prise en compte des accidents graves à la conception, il est bon de se souvenir du rôle essentiel de l'homme comme maillon de la sûreté.

Le rôle des opérateurs est, en effet, le plus souvent positif ; mais, dans certains cas, des actions humaines contribuent à l'initiation ou au développement d'incidents. Il convient dès lors d'étudier en détail les conditions d'intervention et de travail des personnels pour identifier, en particulier, les problèmes inhérents à l'organisation, aux moyens et informations disponibles.

La reconnaissance du rôle de l'homme s'est concrétisée dans deux directions techniques qui complètent les évolutions d'organisation, de partage des responsabilités et de reconnaissance des apports de chacun des acteurs :

- **L'amélioration des conditions d'exploitation**

L'amélioration des conditions d'exploitation s'est traduite par un choix, une formation et un recyclage très élaborés des opérateurs, avec une très large utilisation de simulateurs. La standardisation du parc électronucléaire français permet de disposer de simulateurs directement représentatifs des différents types d'installations. La formation couvre le fonctionnement normal, mais aussi les incidents et les accidents.

L'inadéquation des procédures disponibles a été flagrante lors de l'accident de TMI. Dans la plupart des pays, et en particulier en France, les consignes et procédures ont été réétudiées et réécrites. Cette révision a concerné la forme des documents aussi bien que leur fond. Les procédures ont été longuement testées sur simulateurs. Tous les réacteurs en exploitation en France appliquent actuellement l'approche par états.

- **L'amélioration des salles de conduite**

Les constatations faites à la centrale de TMI sont essentielles pour la conception des salles de conduite des réacteurs de génération III, mais ont également conduit à la réalisation de modifications des tranches en fonctionnement.

Une meilleure présentation des informations a été recherchée en remplaçant la majorité des indicateurs d'ordre par des indicateurs de position. Certaines gammes de mesure ont été élargies. Des indications nouvelles ont été ajoutées pour fournir des informations sur l'état du cœur (ce qui avait manqué à TMI), comme l'indication de la marge à l'ébullition (écart entre la température effective du fluide primaire et la température d'ébullition à la pression du circuit primaire) et la mesure du niveau d'eau dans la cuve. De plus, les alarmes ont été hiérarchisées et les informations essentielles regroupées sur un panneau de sûreté.

L'importance des événements précurseurs

Un autre des enseignements principaux de l'accident de TMI concerne l'importance pour la sûreté de la prise en compte des enseignements tirés du fonctionnement des centrales nucléaires.

Depuis l'accident de TMI et les analyses qui ont suivi, la détection des événements précurseurs est devenue une préoccupation importante des exploitants et des organismes de sûreté nucléaire. L'organisation du suivi d'exploitation et du retour d'expérience s'est donc développée autour de ce nouvel objectif.

Ainsi, en complément des actions menées par Électricité de France, l'IRSN évalue de façon continue la sûreté des réacteurs à eau sous pression à partir des données provenant du retour d'expérience, des résultats des études probabilistes de sûreté ou d'indicateurs de sûreté qui lui sont propres, et propose des actions qui lui apparaissent nécessaires pour obtenir un niveau de sûreté satisfaisant. En particulier, l'IRSN traite et gère les informations et les données du retour d'expérience de l'exploitation des réacteurs à eau sous pression au plan national, assure le tri, la détection et

l'analyse des incidents ou des événements survenus sur le parc d'Electricité de France ou à l'étranger. Il réalise ainsi des analyses « réactives » ou « approfondies » des incidents marquants ou précurseurs.

L'étude des accidents graves

Enfin, entre 1994 et 2008, l'autorité de sûreté nucléaire a demandé à plusieurs reprises l'avis de l'IRSN et du Groupe Permanent d'experts pour les Réacteurs nucléaires sur les orientations prises par Electricité de France dans le domaine de l'étude, de la prévention et de la limitation des conséquences des accidents graves susceptibles d'affecter les réacteurs nucléaires à eau sous pression du parc en exploitation.

A la suite de ces réunions, les principales modifications retenues sont les suivantes :

- la mise en place de Recombineurs Auto-catalytiques Passifs d'hydrogène sur tous les réacteurs (la mise en place a été achevée en 2007) ;
- l'amélioration du système de fermeture du TAM (Tampon d'Accès des Matériels) pour les réacteurs de 900 MWe dans le but d'assurer l'étanchéité du TAM, point faible du confinement, jusqu'à une pression de l'ordre de 8 bars ;
- la fiabilisation de l'ouverture commandée des soupapes de décharge du pressuriseur sur les réacteurs de 900 MWe : l'objectif de cette modification est de limiter les risques de percement de la cuve en pression, notamment en cas de fusion du cœur consécutive à une perte totale des alimentations électriques ;
- la mise en place, sur les réacteurs de 900 MWe, de dispositions permettant la détection du percement de la cuve et l'évaluation du « risque hydrogène ». Le percement de la cuve sera détecté par la brusque élévation de température induite par la présence du corium dans le puits de cuve. Le risque hydrogène sera évalué par la mesure de la température des gaz à la sortie de Recombineur Auto-catalytique Passif, ce qui permet de savoir si la réaction de recombinaison $H_2 + O_2$ a bien démarré.

Pour ses analyses, l'IRSN s'est appuyé sur les résultats des programmes de recherches expérimentales et théoriques, qu'il a menés seul ou en partenariat, pour ce qui concerne les phénomènes associés aux accidents graves. Ces programmes ont permis de mieux appréhender le devenir des produits radioactifs dans l'enceinte de confinement et hors de celle-ci, autre préoccupation identifiée après l'accident de TMI.

L'ensemble des recherches menées sur les phénomènes physiques liés aux accidents graves a permis de développer des systèmes de codes de calcul simulant en un faible temps de calcul un tel accident depuis l'événement initiateur jusqu'aux possibles rejets des radionucléides à l'extérieur de l'enceinte de confinement. Cependant, des incertitudes demeurent encore aujourd'hui, par exemple sur le comportement des iodes et des aérosols, ainsi que sur l'interaction corium-béton, malgré la réalisation de programmes expérimentaux importants. Le programme PHEBUS PF, initié par l'IRSN avec le CEA et EDF au centre d'études nucléaires de Cadarache, et le programme international actuel dénommé Terme Source, visent à réduire les incertitudes concernant l'évaluation des rejets de produits radioactifs dans l'environnement en cas d'accident de fusion du cœur d'un réacteur à eau légère.

Le réacteur EPR

Le réacteur EPR⁹ tient compte à la conception des enseignements de l'accident de TMI. Ainsi, les accidents avec fusion du cœur sont pris en compte dans la conception de ce réacteur ; en particulier, un récupérateur de corium situé au fond de l'enceinte permet de recueillir et de refroidir le cœur fondu en cas de défaillance du fond de la cuve. Le rapport IRSN « Accidents Graves des Réacteurs à Eau de Production d'Electricité » (disponible sur le site internet de l'IRSN dans la collection « Documents de référence ») synthétise l'approche de sûreté retenue pour le projet EPR en termes d'accident grave.

⁹ Pour plus d'information sur le réacteur EPR, consultez [notre dossier](#).

La gestion des situations d'urgence

L'amélioration des plans d'urgence s'est poursuivie. En particulier, des dispositions « réflexes » ont été introduites dans les Plans Particuliers d'Intervention au début des années 2000 pour protéger les populations des conséquences d'un rejet important de produits radioactifs se produisant rapidement après le début de l'accident. Les exercices de crise mettent régulièrement en jeu les populations. Des rejets dans l'environnement sont systématiquement simulés ce qui permet le déploiement sur le terrain des équipes de mesures de la radioactivité. Le rôle des médias est également simulé par l'intervention de journalistes dans le jeu de l'exercice. Enfin, des efforts sont faits en matière d'harmonisation des pratiques en matière de gestion des situations d'urgence avec les pays frontaliers.

8 - Conclusions

Depuis l'accident de Three Mile Island, de nombreux résultats expérimentaux ont été acquis au plan international pour ce qui concerne les phénomènes associés à un accident de fusion du cœur ; la France (et l'IRSN) ont joué un rôle majeur dans leur obtention. La connaissance et la compréhension des phénomènes complexes mis en jeu lors d'un tel accident ont très nettement progressé et les capacités de prédiction de l'évolution de l'état du réacteur en cas d'accident grave à l'aide d'outils de simulation ont été nettement améliorées.

Ces progrès, et l'absence de construction de nouveaux réacteurs dans de nombreux pays depuis 1986, expliquent sans doute la réduction des moyens consacrés à ces recherches. Toutefois, il subsiste encore quelques phénomènes dont l'étude demande à être approfondie, en particulier sur un plan expérimental, avec une démarche plutôt analytique : il s'agit de la chimie de l'iode et du ruthénium, l'interaction entre le corium et le radier en béton et le renouveau d'un cœur dégradé. Les programmes de recherche menés sur ces sujets par l'IRSN se poursuivent dans un large cadre coopératif international et alimentent les études et réflexions menées par les experts à l'échelle internationale (majoritairement européens) dans le cadre du réseau d'excellence européen [SARNET](#) (Severe Accident Research NETwork of excellence) piloté par l'IRSN et impliquant à ce jour 41 organismes (y compris universitaires) de 21 pays (18 européens, États-Unis, Canada et Corée du Sud), c'est-à-dire un total de 200 ingénieurs-chercheurs et 20 thésards. Ainsi, dans le cadre d'une recherche continue d'amélioration de la sûreté, le partage de la connaissance et la confrontation des résultats d'études et d'interprétation d'expériences permettent à l'IRSN de disposer d'une bonne compréhension et d'une bonne modélisation des accidents graves des réacteurs à eau sous pression.

Cette connaissance est particulièrement mise à profit lors des réexamens périodiques de sûreté des installations.

En France, la loi du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire prévoit en effet un réexamen périodique de la sûreté des installations tous les dix ans (confirmant une pratique déjà en vigueur avant la promulgation de la loi).

Les objectifs essentiels d'un réexamen de sûreté sont les suivants :

- disposer d'un bilan complet de l'exploitation sur une période significative ;
- comparer le niveau de sûreté actuel au niveau recherché lors de la conception ;
- s'assurer que l'analyse du retour d'expérience a bien été appliquée ;
- vérifier que l'amélioration générale des connaissances a été mise à profit, et que le processus continu d'analyse et de suivi de la sûreté des installations a été mené de façon efficace ;
- identifier les facteurs de vieillissement pouvant demander des modifications des programmes de surveillance voire limiter la vie future de ces installations ;
- comparer les exigences de sûreté en vigueur pour les installations réexaminées avec celles des installations les plus récentes afin de déterminer les améliorations de conception ou d'exploitation à mettre en œuvre, au regard de leur intérêt et de leur faisabilité, et améliorer ainsi le niveau de sûreté.

Le réexamen de la sûreté des installations est donc l'occasion en France d'examiner et d'améliorer la sûreté des réacteurs en tenant compte de tous les acquis, et notamment des enseignements tirés de l'analyse de l'accident de Three Mile Island.