

Partie 4

Les accidents des centrales nucléaires de Three Mile Island, Tchernobyl et Fukushima Daiichi, leurs enseignements, la gestion des situations d'urgence

Chapitre 32

L'accident de la centrale nucléaire de Three Mile Island

L'accident de fusion du cœur du réacteur n° 2 qui s'est produit le 28 mars 1979 à la centrale nucléaire américaine de Three Mile Island a eu un retentissement considérable dans le monde; pour les professionnels du nucléaire, il a entraîné une soudaine prise de conscience: les risques associés au fonctionnement et à l'exploitation des réacteurs nucléaires de production d'électricité devaient être reconsidérés en profondeur.

En effet, il n'avait jamais été auparavant réellement envisagé que le cœur d'un réacteur de production d'électricité puisse fondre, et surtout avec une telle rapidité, même si cette hypothèse et les événements pouvant y mener avaient déjà été explorés dans certaines études menées notamment aux États-Unis⁸⁷⁴. Après l'accident, lorsque l'observation du cœur dégradé est devenue possible, il est apparu que près de la moitié du cœur avait fondu et qu'environ 20 tonnes de matériaux en fusion avaient atteint le fond de la cuve du réacteur. On sait aussi, grâce à l'analyse de l'accident, que tout cela s'est produit en un peu moins de quatre heures mais que, heureusement, la cuve du réacteur n'a pas cédé au contact des matériaux en fusion et que l'enceinte de confinement n'a pas été endommagée.

Ces constats ont soulevé de nombreuses questions sur la phénoménologie d'un accident de fusion du cœur, qui sont abordées au chapitre 17.

874. Il s'agit des études ayant conduit aux rapports WASH: le rapport WASH-740 diffusé en 1957, puis, le plus connu, le rapport WASH-1400, réalisé à la demande de l'autorité de sûreté américaine sous le pilotage du Pr Norman Rasmussen et diffusé en 1975.

L'accident de Three Mile Island a donné lieu à un travail d'analyse de grande ampleur, à de très nombreux échanges internationaux et à un réexamen global des risques et de l'approche de sûreté des réacteurs nucléaires.

La suite de ce chapitre est consacrée au déroulement de l'accident, à ses conséquences et à quelques-uns des principaux enseignements qui en ont été tirés.

L'établissement du déroulement et l'analyse physique de l'accident, à laquelle de nombreux pays ont participé – s'agissant d'un accident ayant affecté un type de réacteur (réacteur à eau sous pression) largement utilisé de par le monde –, se sont appuyés sur l'interprétation des données enregistrées par l'instrumentation de la centrale au cours de l'accident, sur la connaissance de l'état de dégradation final du cœur observé après l'ouverture à la fin de 1984, soit plus de cinq ans après l'accident, du couvercle de la cuve du réacteur, sur l'examen en laboratoires chauds de débris extraits du cœur et sur la reconstitution par le calcul d'éléments du scénario accidentel. La collaboration des spécialistes a plus particulièrement permis de comprendre les phénomènes thermohydrauliques survenus dans le cœur et les circuits au cours de l'accident ainsi que les étapes de la dégradation du cœur. Ces sujets sont exposés en détail dans l'ouvrage sur les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance⁸⁷⁵ établi par l'IRSN. Le lecteur pourra consulter cet ouvrage s'il souhaite approfondir ces aspects; seuls quelques éléments essentiels seront repris dans le présent chapitre. D'autres sources⁸⁷⁶ ont également été utilisées.

32.1. Déroulement de l'accident – Reconstitution par le calcul

La centrale nucléaire de Three Mile Island, située en Pennsylvanie – États-Unis –, sur la Susquehanna River, à 16 km de Harrisburg, capitale de l'État et, à l'époque de l'accident, ville de 90 000 habitants, était équipée de deux tranches de 900 MWe à eau sous pression de conception Babcock & Wilcox. La deuxième tranche du site avait été mise en service commercial le 30 décembre 1978.

Les réacteurs à eau sous pression conçus par Babcock & Wilcox sont similaires dans leurs grands principes aux réacteurs à eau sous pression de Westinghouse exploités en France (voir la figure 32.1). Cependant, ils diffèrent des réacteurs français sur deux points significatifs pour le fonctionnement et la sûreté de l'installation: ils ne comportent que deux boucles de refroidissement du cœur, alors que les réacteurs français sont équipés de trois ou quatre boucles de refroidissement, et les générateurs

875. « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance », D. Jacquemain *et al.*, Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, 2013, chapitre 7.

876. « The Need for Change – The Legacy of TMI, Report of the President's Commission on the Accident at Three-Mile Island », Government Printing Office, Washington DC, Kemeny, J. G., Babbitt, B., Haggerty, P. E., Lewis, C. D., Marrett, C. B., Mc Bride, L., Mc Pherson Jr, H., Peterson, R., Pigford, T. H. et Trunk, A., 1979, ainsi que « Three-Mile Island: a report to the commissioners and to the public », Vol. 1, Nuclear Regulatory Commission, Rogovin, M. and Frampton, G. (1980) et « L'accident de la centrale nucléaire de Three Mile Island » de M. Llory, 1999, Éditions L'Harmattan, Paris.

de vapeur sont des échangeurs à tubes droits à circulation à contre-courant, alors que les générateurs de vapeur des réacteurs français comportent des tubes en forme d'épingle. Ces générateurs de vapeur, au nombre de deux pour chaque réacteur de la centrale de Three Mile Island, sont plus hauts, ce qui modifie les implantations relatives des matériels et rend difficile le passage en convection naturelle du fluide primaire. Ils ne contiennent que très peu d'eau du côté secondaire; en cas d'interruption de l'alimentation en eau du côté secondaire, ce type de générateur de vapeur s'assèche en deux à trois minutes alors que l'assèchement d'un générateur de vapeur à tubes en épingle dure environ dix minutes. Cette inertie thermique réduite rend la conduite de l'installation moins souple.

L'accident commence le mercredi 28 mars 1979, à 4 heures du matin, par un incident d'exploitation relativement banal, à savoir la défaillance de l'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur alors que le réacteur fonctionnait à sa puissance nominale. Cette défaillance a sans doute été provoquée par une erreur faite lors de travaux de maintenance portant sur des circuits auxiliaires du réacteur.

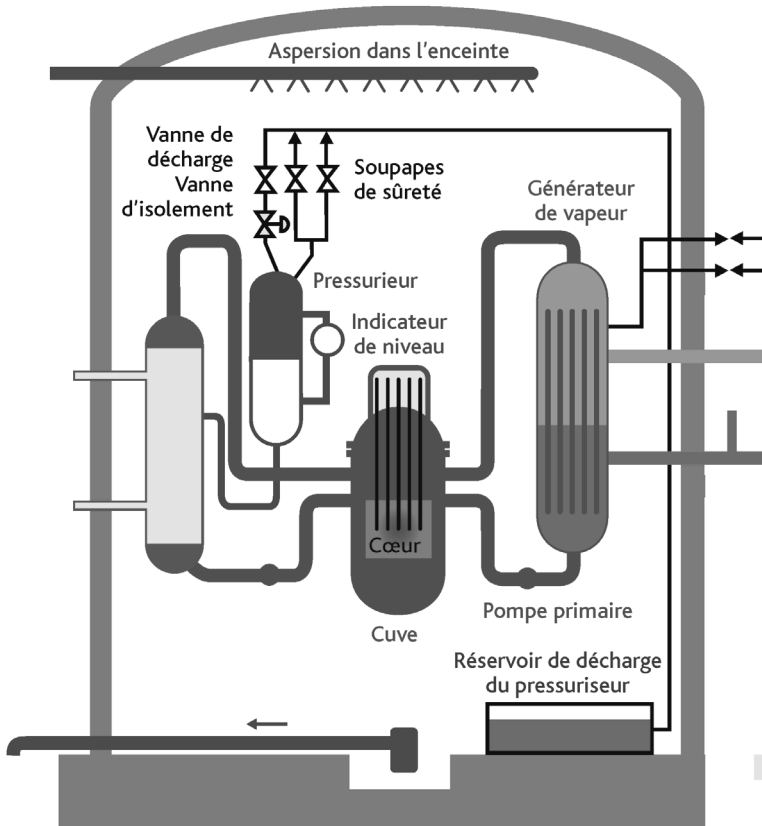


Figure 32.1. Schéma du réacteur TMI-2. Georges Goué/IRSN.

La perte soudaine de l'évacuation de la chaleur par les générateurs de vapeur entraîne alors en quelques secondes, du fait de la faible inertie thermique des générateurs de vapeur, une augmentation de la température de l'eau des branches froides et de la pression dans le circuit primaire. Comme prévu dans cette situation, la vanne de décharge du circuit primaire située au sommet du pressuriseur s'ouvre pour faire décroître la pression dans ce circuit en déchargeant le fluide de refroidissement dans le réservoir de décharge du pressuriseur situé dans l'enceinte de confinement.

Le transitoire entraîne aussi très rapidement l'arrêt automatique d'urgence du réacteur.

Au bout de 12 secondes, la vanne de décharge du pressuriseur reçoit l'ordre de se refermer.

Du côté secondaire, le transitoire provoque l'arrêt automatique du groupe turboalternateur de production d'électricité et le démarrage des motopompes de l'alimentation de secours des générateurs de vapeur.

Cette première phase de l'accident s'est passée normalement: tous les automatismes ont parfaitement fonctionné.

C'est alors qu'interviennent deux défaillances d'équipements:

- la vanne de décharge du pressuriseur, qui a reçu l'ordre de se fermer, reste en position ouverte; le fluide primaire continue donc de se déverser dans le réservoir de décharge situé dans l'enceinte de confinement;
- les pompes du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur se mettent en marche au bout de 30 secondes, mais l'eau ne peut pas atteindre les générateurs de vapeur car les vannes situées entre les pompes et les générateurs de vapeur sont fermées alors qu'elles auraient dû être ouvertes (elles ont été fermées lors d'un essai règlementaire réalisé quelques jours auparavant); le côté secondaire des générateurs de vapeur s'assèche alors en deux à trois minutes, ce qui interrompt tout refroidissement du circuit primaire par les générateurs de vapeur.

La première défaillance a été lourde de conséquences car les opérateurs présents en salle de conduite n'ont pas compris que la vanne de décharge du pressuriseur était restée ouverte; pendant plus de deux heures, environ 60 t/h de fluide primaire se sont déversées dans l'enceinte de confinement (il y a environ 200 tonnes de fluide dans le circuit primaire). Le blocage de la vanne n'a pas été diagnostiqué rapidement par les opérateurs car ceux-ci ne disposaient pas en salle de commande d'indication de la position réelle de cette vanne, mais seulement d'un voyant qui leur indiquait en l'occurrence que l'ordre de fermeture avait été envoyé; ils ne pouvaient donc pas savoir que la fermeture de la vanne n'était pas effective.

La deuxième défaillance n'a peut-être pas eu une influence importante sur le déroulement de l'accident. Cependant, bien que la position des vannes du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur fût indiquée en salle de commande, ce n'est qu'au bout de huit minutes que les opérateurs ont identifié le

défaut et ont commandé manuellement l'ouverture de ces vannes. Pendant près de 25 minutes, l'attention des opérateurs a été largement focalisée sur le rétablissement, après de nombreuses manœuvres, de conditions stabilisées de refroidissement du côté secondaire, ce qui explique sans doute en partie pourquoi ils n'ont pas correctement compris les premières phases critiques du côté du circuit primaire.

Revenons dans le détail sur ce qui s'est passé dans le circuit primaire. Après l'ouverture de la vanne de décharge du pressuriseur, la pression dans ce circuit baisse jusqu'à environ 110 bars en deux minutes. Le système d'injection de sécurité à haute pression se met alors automatiquement en marche et envoie de l'eau froide dans le circuit primaire.

À ce moment, l'équipe de conduite concentre son attention sur le niveau du fluide primaire dans le pressuriseur. En effet, en fonctionnement normal avec une vanne de décharge fermée étanche, l'opérateur doit respecter une consigne qui lui demande de « ne pas perdre la bulle de vapeur d'eau au sommet du pressuriseur », donc de veiller à ce que le niveau de fluide dans le pressuriseur varie peu, ce qui est un gage de la stabilité de la pression dans le circuit primaire. Si le niveau de fluide primaire monte jusqu'au sommet du pressuriseur, l'opérateur ne dispose plus du matelas de vapeur nécessaire à la régulation de la pression; le circuit primaire est alors entièrement rempli de fluide et tout transitoire se traduit par des variations brutales de pression qui constituent une menace pour l'enveloppe de ce circuit.

Or le niveau d'eau dans le pressuriseur, après une baisse initiale lorsque la vanne de décharge du pressuriseur a été ouverte, se met à monter rapidement jusqu'à environ six minutes après l'arrêt automatique du réacteur. Cette montée du niveau d'eau est due au fait que la vanne de décharge du pressuriseur est restée ouverte et que l'injection de sécurité envoie de l'eau sous haute pression dans le circuit primaire.

Croyant la vanne de décharge fermée, les opérateurs attribuent cette montée rapide du niveau d'eau dans le pressuriseur à l'apport d'eau par l'injection de sécurité et supposent que cette injection va conduire à une remontée en pression du circuit primaire. Craignant l'injection de trop d'eau dans le circuit primaire, ils prennent la décision – qui sera très lourde de conséquences – d'arrêter manuellement le système d'injection de sécurité (après moins de cinq minutes de fonctionnement du système).

La représentation mentale de la situation qu'ont les opérateurs est rendue fautive du fait d'une information erronée en salle de commande; mais c'est à partir de cette représentation qu'ils ont choisi les actions qu'ils ont effectuées.

Désormais, l'eau qui s'échappe du circuit primaire par la vanne de décharge du pressuriseur n'est plus remplacée, l'apport d'eau par le système de contrôle chimique et volumétrique n'étant pas suffisant. On se trouve donc dans une situation de brèche du circuit primaire avec arrêt total du système d'injection de sécurité.

Le fluide primaire remplit peu à peu le ballon de décharge du pressuriseur. Environ un quart d'heure après le début de l'accident, le disque de rupture du ballon de décharge cède; le fluide primaire qui s'échappe va dès lors directement dans l'enceinte de confinement. À ce moment, le volume de fluide primaire perdu par la brèche et la baisse de pression sont tels que de la vapeur commence à se former dans le circuit primaire.

Le circuit primaire véhicule alors un mélange d'eau et de vapeur d'eau, avec une fraction de vapeur croissante avec le temps. Malgré un certain nombre d'indications (augmentation du flux neutronique dans le cœur, vibrations des pompes primaires, augmentation du niveau d'eau dans le réservoir de décharge du pressuriseur, pression et température élevées dans l'enceinte de confinement) et d'alarmes qui auraient pu alerter les opérateurs sur l'état du circuit primaire, son fonctionnement sera maintenu dans ces conditions pendant plus d'une heure. La chaleur produite par la puissance résiduelle du cœur est évacuée d'une part par les générateurs de vapeur – les opérateurs sont parvenus à remettre en service l'alimentation de secours des générateurs de vapeur –, d'autre part par l'eau et la vapeur d'eau qui se déversent dans l'enceinte de confinement par la vanne de décharge du pressuriseur restée ouverte – mais cela, les opérateurs ne le savent pas.

Le pressuriseur est rempli d'un mélange d'eau et de vapeur d'eau. L'indication de son niveau par l'instrumentation en place n'a alors plus aucun sens.

Le taux de vapeur dans le fluide primaire augmente. Les pompes primaires éprouvent de plus en plus de difficultés à fonctionner; elles cavitent et vibrent.

Ces vibrations devenant excessives, 1 heure et 13 minutes après le début de l'accident, les opérateurs arrêtent une pompe primaire; 27 minutes plus tard, ils arrêtent la seconde. C'est alors que, compte tenu des pressions et des températures mesurées dans l'enceinte de confinement, les opérateurs suspectent une fuite du circuit primaire au niveau des générateurs de vapeur. Ils espèrent qu'une circulation par convection naturelle va s'établir dans le circuit primaire et assurer le refroidissement du cœur.

En fait, l'arrêt des pompes primaires entraîne une séparation de l'eau et de la vapeur d'eau dans le circuit primaire. La vapeur s'accumule dans tous les points hauts de ce circuit, l'eau fluide dans les points bas. Il n'y a plus de circulation de fluide primaire, donc plus d'échange de chaleur entre le cœur du réacteur qui dégage une puissance résiduelle de quelques dizaines de mégawatts et les générateurs de vapeur. Tel qu'il a pu être estimé *a posteriori*, le niveau du fluide primaire est alors voisin du sommet du cœur.

Le réacteur n'est plus refroidi que par le fluide provenant du système de contrôle chimique et volumétrique. Mais cet apport est insuffisant pour compenser la perte de fluide primaire par la vanne de décharge du pressuriseur. Le niveau du fluide primaire baisse donc dans la cuve du réacteur.

Des informations sur l'état des crayons combustibles et du cœur du réacteur ainsi que sur un certain nombre de phénomènes qui se sont produits dans ce cœur, déterminées par la reconstitution de l'accident faite *a posteriori* grâce aux calculs et aux observations réalisées bien plus tard, sont indiquées ci-après en vert en regard du déroulement des événements⁸⁷⁷.

Il a pu être estimé que, 1 h 52 après le début de l'accident (moment auquel le niveau de l'eau dans le cœur a atteint le sommet des crayons combustibles du cœur), commence le dénoyage des crayons qui, insuffisamment refroidis, vont s'échauffer.

877. Ils sont issus de l'ouvrage « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance », D. Jacquemain *et al.*, Collection sciences et techniques, IRSN/EDP Sciences, 2013, chapitre 7.

Il a aussi été estimé qu'entre 2 h 10 et 2 h 20 après le début de l'accident, les températures des parties supérieures des crayons combustibles ont atteint 800 °C, provoquant le ballonnement et la rupture de leurs gaines en Zircaloy ainsi que le relâchement de produits de fission gazeux dans l'enceinte de confinement par la brèche du circuit primaire.

2 h 14 après le début de l'accident, l'alarme de radioactivité élevée dans l'enceinte de confinement se déclenche. Les opérateurs ne peuvent plus ignorer que la situation est sérieuse.

2 h 22 après le début de l'accident, réalisant qu'il pourrait bien y avoir rejet de radioactivité par la vanne de décharge du pressuriseur dont le taux de fuite était déjà important avant l'accident, les opérateurs ferment une vanne d'isolement placée en amont de la vanne de décharge, ce qui élimine la brèche du circuit primaire.

Mais cette action interrompt également toute évacuation d'énergie (le circuit primaire et le circuit d'injection de sécurité sont à l'arrêt). Jusqu'à 2 h 54 après le début de l'accident, aucun moyen en dehors du circuit de contrôle chimique et volumétrique ne sera mis en œuvre pour refroidir le cœur.

Sous l'effet de la réaction exothermique d'oxydation des gaines en Zircaloy par la vapeur d'eau, qui dégage une puissance supérieure à la puissance résiduelle du cœur et qui produit de l'hydrogène, le cœur a continué de s'échauffer. Cette production d'hydrogène et la production supplémentaire de vapeur d'eau due à l'échauffement du cœur ont provoqué une augmentation de la pression dans le circuit primaire, ce dernier étant désormais étanche après la fermeture de la vanne d'isolement du circuit de décharge du pressuriseur.

Le niveau de l'eau dans le cœur a continué à baisser jusqu'à ne plus recouvrir qu'un mètre sur les 3,6 mètres de hauteur des crayons combustibles. Avec l'abaissement progressif du niveau de l'eau, la propagation de la réaction d'oxydation des gaines aux parties découvertes, le cœur a continué à s'échauffer et à se dégrader, entraînant la fusion et les premières coulées de matériaux métalliques. Lorsque ces matériaux fondus ont atteint l'interface fluide-vapeur, ils se sont solidifiés au contact du fluide, cela conduisant à la formation d'une croûte qui a pu collecter des matériaux fondus et des fragments solides provenant des parties supérieures. Ces matériaux collectés dans la croûte étant mal refroidis, ils se sont échauffés progressivement jusqu'à fondre au centre pour former un bain de matériaux fondus.

2 h 54 après le début de l'accident, les opérateurs remettent en service la pompe primaire d'une des boucles de refroidissement pour essayer de rétablir une circulation de fluide primaire. 28 m³ d'eau froide sont alors injectés dans la cuve en six minutes – c'est l'apport de réfrigérant le plus important depuis l'arrêt des pompes primaires.

Il en a résulté une rapide augmentation de la pression du circuit primaire, liée à la vaporisation de l'eau au contact des éléments surchauffés du cœur, à l'oxydation rapide du Zircaloy métallique non encore oxydé restant dans la moitié supérieure du cœur et probablement à la dégradation des échanges thermiques dans les générateurs de vapeur du fait de l'hydrogène produit par l'oxydation du Zircaloy.

Cet envoi d'eau a probablement arrêté le développement du bain de matériaux fondus au-dessus de la croûte. Cependant, les contraintes thermomécaniques résultant de la trempe par le fluide primaire froid des restes de crayons oxydés dans la partie supérieure du cœur ont conduit à la fragmentation des gaines oxydées et des pastilles de combustible qui ont alors formé un amas de plusieurs tonnes de débris compacts au-dessus des matériaux déjà contenus dans la croûte.

La pompe primaire est arrêtée par les opérateurs six minutes après son démarrage du fait de l'augmentation brutale de la pression dans le circuit primaire. Cette augmentation de pression conduit également les opérateurs à rouvrir la vanne d'isolement du circuit de décharge du pressuriseur. Cette ouverture entraîne le déclenchement de nouvelles alarmes de radioactivité, dont certaines hors du bâtiment du réacteur. À ce moment-là, les deux premières barrières de confinement sont « rompues » et l'isolement du bâtiment du réacteur (enceinte de confinement) n'est toujours pas effectué.

L'eau qui se déverse dans ce bâtiment est en effet reprise par des pompes à démarrage automatique qui renvoient l'eau contaminée recueillie dans les puisards vers des réservoirs d'entreposage situés dans un bâtiment auxiliaire non étanche (voir la figure 32.2). Ces réservoirs vont eux-mêmes déborder et du liquide contaminé va se répandre dans le bâtiment auxiliaire, conduisant à des rejets à l'extérieur de la centrale.

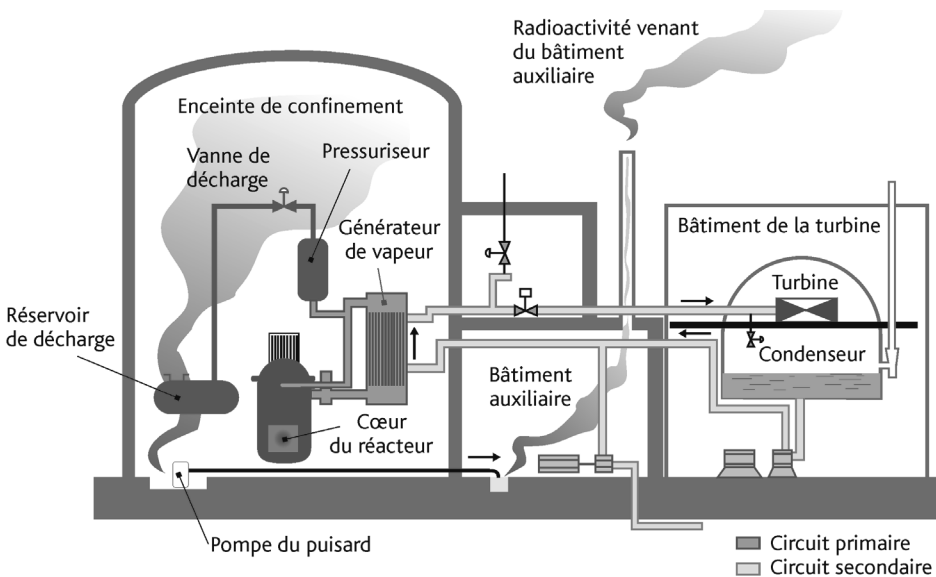


Figure 32.2. Voies de rejet de produits radioactifs. Georges Goué/IRSN.

La situation d'urgence est alors enfin déclarée. L'enceinte de confinement est isolée, ce qui interrompt le transfert de radioactivité des puisards vers le bâtiment auxiliaire. Il y a 3 h 20 que l'accident a commencé.

La quantité d'eau dans la cuve du réacteur a décliné pendant les 20 minutes qui ont suivi l'arrêt de la pompe primaire, par ébullition et vaporisation de l'eau sous l'effet de la puissance résiduelle.

Les opérateurs remettent alors en route le système d'injection de sécurité à haute pression pendant 17 minutes, d'abord à faible débit, puis au débit nominal.

La cuve a été remplie d'eau sept minutes après le démarrage de ce système. Cependant, il a pu être estimé *a posteriori* que la remise en service de l'injection de sécurité était intervenue alors que la taille du bain de matériaux fondus était déjà trop grande pour permettre son refroidissement.

3 h 44 après le début de l'accident, alors que les opérateurs sont fortement occupés par le refroidissement du cœur du réacteur – qu'ils ne supposent pas fortement endommagé –, un certain nombre de mesures suggèrent que des mouvements de combustible se produisent dans le cœur. Ce n'est que bien plus tard, après examen du plénum inférieur de la cuve, que l'on reconstituera les événements qui se sont produits: en fait, la croûte a fini par se rompre sur le côté et 20 tonnes de matériaux fondus se sont écoulées jusqu'au fond de la cuve, détruisant au passage les structures internes situées en périphérie du cœur.

L'eau présente dans la cuve du réacteur a finalement permis de solidifier et de refroidir en quelques heures les matériaux fondus. Le fond de la cuve du réacteur a résisté, malgré la coulée de matériaux fondus; une explication avancée est l'existence d'un jeu entre les matériaux fondus et la paroi de la cuve, qui aurait permis une circulation d'eau ou de vapeur et une réduction des transferts de chaleur vers la cuve.

Il faudra les 12 heures suivantes pour évacuer du circuit primaire l'essentiel de l'hydrogène et des gaz de fission incondensables qui empêchent son remplissage. Cela est réalisé par des ouvertures et refermetures alternées de la ligne de décharge du pressuriseur, et par la mise en service des pompes primaires et de l'injection de sécurité. De l'hydrogène et des produits radioactifs sont alors rejetés dans l'enceinte de confinement.

9 h 30 environ après le début de l'accident, une combustion d'hydrogène (la quantité d'hydrogène ayant brûlé a été estimée à 320 kg) provoque un pic de pression de 2 bars environ dans le bâtiment du réacteur. L'enceinte de confinement étant dimensionnée pour résister à une pression de 5 bars, il n'en résulte aucun dommage quant à son étanchéité, mais lorsqu'on y entrera quelques mois plus tard, il sera constaté que certaines parties des structures internes du bâtiment ont été endommagées par le feu et la pression.

11 h 08 après le début de l'accident, la vanne d'isolement du circuit de décharge du pressuriseur est définitivement refermée, mettant fin à l'envoi de produits radioactifs dans l'espace libre de l'enceinte de confinement.

13 h 23 après le début de l'accident, l'injection de sécurité est redémarrée pour remplir le circuit primaire.

15 h après le début de l'accident, la quantité d'eau dans le circuit primaire est suffisante pour que la circulation de fluide primaire puisse reprendre. Un refroidissement normal et stabilisé est ainsi obtenu environ 16 heures après le début de l'accident.

24 heures après le début de l'accident, les pompes primaires sont de nouveau arrêtées, le débit de circulation naturelle entre la cuve du réacteur et les générateurs de vapeur étant devenu suffisant pour évacuer la puissance résiduelle du cœur.

Il faudra cependant plusieurs jours encore pour éliminer l'hypothèse de la possibilité d'une explosion d'hydrogène dans la cuve du réacteur, ce qui sera l'une des préoccupations pour les équipes de crise et les autorités (voir l'ouvrage M. Llory référencé au début du présent chapitre).

32.2. Les conséquences de l'accident

Les dégâts internes à la centrale ont été considérables. On ne le constatera toutefois qu'en 1985, plus de cinq ans après l'accident, quand il sera possible de faire passer une caméra entre les structures internes inférieures du cœur et la cuve : près de la moitié du combustible a fondu, entraînant avec lui des matériaux des gaines et des structures, 62 tonnes au total, formant ce qu'on appelle un « corium » ; une partie a atteint le fond de la cuve sans heureusement la traverser (figure 32.3) ; près de la moitié des produits de fission gazeux et volatils (krypton, xénon, iode et césium) sont passés dans le fluide primaire dont la radioactivité a atteint près de 3.10^{16} Bq par m^3 et plus de 2 000 m^3 de cette eau radioactive se sont répandus dans l'enceinte de confinement par la brèche du circuit primaire.

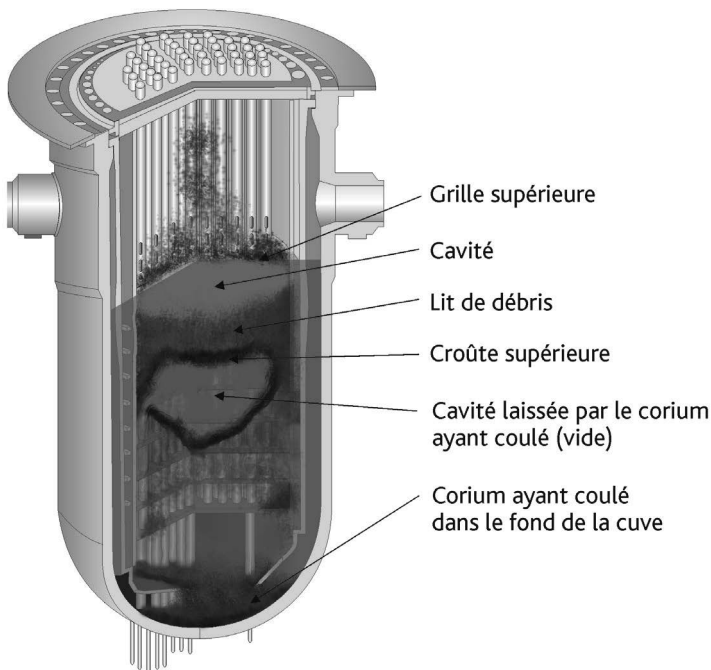


Figure 32.3. État final du cœur du réacteur TMI 2. Georges Goué/IRSN.

Malgré la fusion partielle du cœur du réacteur et l'importante radioactivité qui en a résulté dans l'enceinte de confinement, les conséquences radiologiques immédiates ont été minimales. Le bâtiment du réacteur a en effet rempli son rôle de confinement presque parfaitement. Les faibles rejets dans l'environnement ont été causés, en l'absence d'isolement de l'enceinte de confinement, par le transfert dans un bâtiment auxiliaire non étanche de liquide contaminé recueilli dans les puisards de l'enceinte.

Sur la base des mesures de radioactivité effectuées sur le site lors de l'accident, il a été estimé que, bien que le bâtiment auxiliaire en question n'ait pas été conçu pour être étanche comme l'enceinte de confinement, 0,01 % seulement de l'inventaire en produits de fission a été transféré du cœur à l'environnement. Concernant l'iode – dont l'isotope 131 peut produire les conséquences les plus importantes dans l'environnement à court terme –, il a été déterminé que le relâchement total d'iode dans l'environnement n'a pas excédé 10^{-5} pourcent de l'inventaire présent dans le cœur du réacteur ($37 \cdot 10^{10}$ Bq d'iode 131 ont été relâchés dans les 16 heures qui ont suivi le début de l'accident et environ $259 \cdot 10^{10}$ Bq ont été relâchés pendant les 30 jours suivants). Les activités rejetées des autres produits radioactifs ont été estimées à environ $18,5 \cdot 10^9$ Bq pour le césium 137 et $3,7 \cdot 10^9$ Bq pour le strontium 90 .

De nombreuses études ont montré que l'accident n'a pas eu de conséquences sanitaires décelables pour les personnes du public ou pour le personnel de la centrale et n'a pas eu d'impact significatif sur l'environnement. Cependant, l'accident de Three Mile Island a terrorisé les populations. Pendant toute une semaine, les autorités en charge de la protection des personnes se sont demandé quel était le degré de gravité de l'accident et s'il fallait procéder à une évacuation partielle ou totale des habitants du voisinage. Elles ont craint en particulier que la bulle d'hydrogène formée dans la partie supérieure de la cuve du réacteur puisse exploser (à tort, puisque, en l'absence d'oxygène, il ne peut pas y avoir d'explosion), entraîner une rupture catastrophique du confinement et des transferts importants de produits radioactifs dans l'environnement.

Les informations contradictoires distillées par les autorités au cours de la crise n'ont rien fait pour rassurer les populations et plus de 200 000 personnes ont fui la région dans les jours qui ont suivi le début de l'accident.

Le personnel de conduite de la centrale a, au cours de l'accident, reçu des doses un peu supérieures au millisievert, et a dû porter un masque de protection pendant quelques heures. Trois agents ont reçu dans les jours suivants des doses comprises entre 30 et 40 mSv au cours d'opérations concertées de prises d'échantillons d'eau primaire.

La dose collective reçue par les travailleurs de la centrale, entre le début de l'accident et la fin des opérations de déchargement du combustible en 1989, est estimée à 60 hommes.Sieverts.

Il n'y a eu ni blessé, ni décès.

32.3. Analyse des causes de l'accident

Les informations nécessaires à l'analyse des causes et des conséquences de l'accident ont été très largement diffusées. Toutes les parties intéressées ont pu faire leurs propres évaluations, tant aux États-Unis que dans les autres pays. De nombreuses réunions et des échanges de documents ont permis de mettre en évidence une bonne convergence des points de vue.

Pourtant, l'ampleur des dégâts dans le cœur du réacteur a été collectivement sous-évaluée jusqu'à l'ouverture de la cuve et l'observation de l'état dégradé du cœur du réacteur.

L'erreur de représentation commise par les opérateurs qui n'ont pas compris l'origine des difficultés rencontrées et sont demeurés longtemps dans une représentation erronée du déroulement des événements – d'où un certain nombre d'actions inadaptables – fut mise en exergue. Toutefois, se limiter à un tel constat serait insuffisant. En fait, les opérateurs ont appliqué les consignes en vigueur, mais sur la base d'informations qui étaient erronées ou incomplètes. Il faut donc analyser plus complètement pourquoi les opérateurs n'ont pas compris le déroulement de l'accident.

32.3.1. Erreur de diagnostic de la position de la vanne de décharge

Les opérateurs ont très rapidement regardé l'indication en salle de commande de la position de la vanne de décharge du pressuriseur et ont vu l'indication « vanne fermée »; mais cette information était fautive, puisqu'il s'agissait en fait de l'indication d'un ordre de fermeture et non de la position réelle de la vanne. C'est là un des points cruciaux pour le déroulement de l'accident. La vanne n'était pas équipée d'un dispositif indiquant sa position réelle car il est bien plus facile d'obtenir un signal en salle de commande à partir de l'ordre électrique de fermeture élaboré à proximité de celle-ci que de doter cette vanne peu accessible de palpeurs de position très difficiles à régler et à entretenir. Rien n'avait signalé aux opérateurs cette différence, pourtant essentielle.

Les opérateurs disposaient cependant de plusieurs autres moyens de déterminer si la vanne de décharge était en position ouverte ou en position fermée, à savoir une mesure de la température de la ligne de décharge en aval de la vanne et une mesure du niveau d'eau dans le réservoir de décharge.

Les opérateurs ont relevé les indications de température de la ligne de décharge. Elle était anormalement élevée mais ils n'en ont pas tenu compte car ils savaient que, depuis un certain temps, la vanne présentait une fuite d'un débit assez important. Cette ligne était donc déjà à une température anormalement élevée lors du fonctionnement normal du réacteur. L'état initial dégradé de l'installation a privé les opérateurs d'un moyen pour diagnostiquer la défaillance de la vanne de décharge.

La mesure du niveau d'eau dans le réservoir de décharge n'était pas reportée en salle de commande mais dans un local mitoyen. Il semble que cette mesure n'ait pas été regardée du fait qu'aucune procédure de conduite ne le demandait.

32.3.2. Compréhension du comportement du pressuriseur

Il a été indiqué plus haut que les opérateurs s'étaient inquiétés de la montée et du maintien à un niveau très élevé de l'interface liquide-vapeur dans le pressuriseur, alors que la pression dans le circuit primaire baissait.

Il faut rappeler ici que, dans tous les cas de brèche du circuit primaire, sauf un, il y a simultanément une baisse de la pression dans ce circuit et une baisse du niveau d'eau dans le pressuriseur. Dans une telle situation, la bulle de vapeur située dans la partie haute du pressuriseur pousse en effet l'eau vers la brèche.

Le cas particulier, c'est celui où une brèche apparaît au niveau de la bulle de vapeur ou au-dessus d'elle. Dans ce cas, le débit de vapeur sortant par la brèche entraîne une montée au moins apparente du niveau d'eau dans le pressuriseur, alors que la pression dans le circuit primaire baisse.

C'est ce qui s'est passé lors de l'accident, mais ce cas particulier n'avait pas été enseigné aux opérateurs. Les procédures de conduite accidentelles ne le prévoyaient pas. L'équipe de conduite ne pouvait donc s'appuyer, ni sur sa formation, ni sur un document lui apportant une démarche méthodique pour identifier et gérer la situation. Elle était seule et en territoire inconnu.

Pourtant, mais cela n'a vraiment été réalisé qu'après l'accident, un blocage en position ouverte de la vanne de décharge du pressuriseur, fréquemment sollicitée, n'était pas exceptionnel sur ce type de réacteur.

Dix-huit mois plus tôt, le même scénario (vanne de décharge du pressuriseur restée bloquée ouverte) avait commencé sur un réacteur américain identique, celui de Davis-Besse. Les opérateurs avaient commis la même erreur d'analyse qu'à Three Mile Island (arrêt du refroidissement) et n'avaient identifié le blocage de la vanne qu'au bout de 20 minutes. Toutefois, la faible puissance résiduelle du combustible avait dans ce cas permis d'éviter qu'il n'y ait de conséquence pour le combustible. Selon l'équation implicite « pas de conséquence égale pas d'importance », personne, exploitant ou analyste, n'en avait parlé. Aucune formation, aucune procédure n'avait été complétée.

Ce précurseur d'accident grave n'avait pas été reconnu comme tel, ce qui souligne des échecs dans l'animation du processus de retour d'expérience événementiel. De plus, un autre précurseur⁸⁷⁸ avait eu lieu cette fois en Suisse à la centrale nucléaire de Beznau le 20 août 1974. Lors d'une séquence similaire à celle qui amena l'accident de TMI, une vanne de décharge (*pressure-operated relief valve*) ne s'est pas refermée,

878. Pages 229 à 240 de l'ouvrage de M. Llory « L'accident de la centrale nucléaire de Three Mile Island », 1999, Éditions L'Harmattan, Paris.

ce qui a provoqué la dépressurisation du réacteur. Mais les opérateurs ont identifié la situation dans un intervalle de temps très court (2 à 3 minutes) et ils ont fermé la vanne d'isolement placée en série sur la tuyauterie portant la vanne de décharge, interrompant immédiatement la dépressurisation. Les investigations n'indiquent pas ce qui a amené les opérateurs à comprendre dans un temps si court que la vanne de décharge était ouverte. Il s'agissait d'un réacteur de conception Westinghouse et l'événement a été analysé par une équipe du concepteur à Bruxelles. Cependant les enseignements de l'analyse n'ont pas été communiqués à l'autorité de sûreté américaine ni au concepteur concurrent Babcock & Wilcox.

Enfin, il convient de noter que des risques et des éléments de la séquence de l'accident de TMI avaient été envisagés dans des notes d'études et signalés dans des courriers (dont trois lettres de l'association Vinçotte en 1971), mais les suites données à ces études ont été insuffisantes.

32.3.3. Arrêt de l'injection de sécurité

Voyant monter l'indication du niveau d'eau dans le pressuriseur et croyant la vanne de décharge fermée, les opérateurs ont arrêté manuellement l'injection de sécurité. La représentation mentale de la situation qu'ils avaient était fautive et ils manquaient d'informations directes sur l'état du cœur du réacteur et du circuit primaire. L'arrêt de l'injection de sécurité n'était pas une action exceptionnelle – la mise en service automatique du système d'injection de sécurité dans des conditions où il n'est pas nécessaire n'était pas rare sur les réacteurs à eau construits par Babcock & Wilcox. Mais l'arrêt de ce système de sauvegarde ne doit être décidé qu'après des contrôles méthodiques effectués sur la base de procédures définies permettant de diagnostiquer l'état du circuit primaire; de telles procédures n'existaient pas.

Les opérateurs ont également empêché l'action des accumulateurs du système d'injection de sécurité qui auraient dû se décharger d'eux-mêmes lors du passage de la pression dans le circuit primaire au-dessous de 45 bars. C'est là une preuve supplémentaire de leur incompréhension des phénomènes en cours.

32.3.4. Interface homme-machine

Quelques indications ont été données plus haut sur les informations disponibles en salle de commande et les défauts associés. En fait, d'autres problèmes sont survenus. Des indicateurs de la température dans le cœur du réacteur, dont la gamme de mesure n'était pas suffisamment large, sont « partis en butée »; les opérateurs les ont crus en panne. Le calculateur de conduite, saturé d'informations, s'est bloqué et n'a plus fonctionné pendant deux heures.

Avant l'accident, le réacteur était en fonctionnement à sa puissance nominale. L'arrêt d'urgence et les difficultés rencontrées du côté du circuit secondaire (défaillance de l'alimentation de secours des générateurs de vapeur) ont provoqué un changement d'état de nombreux systèmes et paramètres qui tous donnaient une alarme. La salle de commande elle-même a été décrite comme un panneau de fête foraine:

beaucoup d'alarmes se sont allumées ou ont clignoté; différents signaux sonores de préalarme, d'alarme ou d'alerte ont également fonctionné. Il n'y avait aucune hiérarchisation de ces alarmes permettant de distinguer les initiateurs de leurs conséquences normales.

Ces multiples défauts de conception de l'interface homme-machine ont contribué à déstabiliser les opérateurs et ne leur ont pas permis de conduire une analyse correcte de la situation.

32.3.5. Isolement de l'enceinte de confinement

Dans la conception de l'installation de Three Mile Island, le démarrage de l'injection de sécurité ne provoquait pas automatiquement l'isolement de l'enceinte de confinement, c'est-à-dire la fermeture des vannes de toutes les tuyauteries entrant ou sortant du bâtiment du réacteur et non indispensables pour la sauvegarde du cœur du réacteur. L'isolement de l'enceinte de confinement vise à bloquer les échanges entre l'intérieur et l'extérieur de celle-ci, pour limiter les transferts éventuels de radioactivité.

Les pompes des puisards ont donc pu, pendant plusieurs heures, transférer dans un bâtiment auxiliaire de l'eau de plus en plus chargée en substances radioactives.

Il a fallu que ces transferts provoquent des alarmes de radioactivité dans le bâtiment pour que l'ordre d'isolement soit donné manuellement, donc avec retard.

Il s'agit là d'une erreur de conception.

32.3.6. Confinement dans le bâtiment auxiliaire

L'eau provenant des puisards est arrivée dans le bâtiment auxiliaire mais les tuyauteries utilisées et les réservoirs de stockage n'étaient pas tous étanches; de l'eau contaminée chaude s'est alors échappée dans ce 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 et rejetés à l'extérieur au travers de filtres à iode dont l'efficacité a été insuffisante. Il a en effet été constaté *a posteriori* que les filtres n'avaient pas fait l'objet de contrôles appropriés de leur efficacité.

Si les circuits avaient été étanches et les filtres à iode mieux surveillés, de tels rejets n'auraient pas eu lieu. L'installation était, là aussi, dans un état dégradé.

32.3.7. L'alimentation de secours des générateurs de vapeur

On peut rappeler pour mémoire cet autre état dégradé de l'installation qu'a constitué la mauvaise position de deux vannes essentielles du circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur. C'est ici la qualité des opérations de maintenance qui est en cause.

32.4. Les enseignements tirés de l'accident de Three Mile Island

Les enseignements tirés de l'accident de Three Mile Island pour la sûreté des réacteurs nucléaires ont été nombreux. En France, dès le mois d'août 1979 et sur la base d'analyses effectuées par l'IPSN, des demandes furent adressées par le Service central des installations nucléaires à Électricité de France en vue d'améliorer la sûreté des réacteurs du parc électronucléaire.

Même si les accidents de fusion du cœur des réacteurs à eau avaient déjà fait l'objet d'études scientifiques approfondies aux États-Unis (rapports WASH cités plus haut), il a fallu attendre l'accident de Three Mile Island pour que les concepteurs et les exploitants d'installations nucléaires prennent pleinement conscience que de tels accidents sont possibles.

En effet, même si l'accident de Three Mile Island n'a pas remis en cause la conception globale des installations nucléaires⁸⁷⁹, il a clairement montré que des accidents plus graves que ceux qui étaient considérés jusqu'alors pour le dimensionnement des installations (jusqu'à 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'actions inadaptées.

L'accident de Three Mile Island a suscité un ensemble de questions nouvelles, telles que :

- comment éviter que, au cours d'un accident, des actions de conduite inappropriées aboutissent à en aggraver les conséquences jusqu'à la fusion du cœur ?
- comment utiliser au mieux l'enclauement de confinement, dernière « barrière » opposée à la dissémination des substances radioactives dans l'environnement ?
- comment identifier, parmi les incidents réels, ceux qui pourraient être des précurseurs d'un accident de fusion du cœur et prendre à temps les mesures de prévention nécessaires ?
- comment se préparer à faire face à un accident de fusion du cœur, question qui concerne à la fois les exploitants des centrales nucléaires et les pouvoirs publics ?

Les réflexions ont notamment porté sur la place de l'homme dans la conduite des installations, l'expérience tirée de l'exploitation des centrales nucléaires et la gestion des situations d'urgence.

879. Comme cela a été présenté dans le chapitre 6, les principes de base de la sûreté tels que l'interposition de « barrières » entre les matières radioactives et l'environnement imposaient la mise en place de dispositions à l'égard d'un certain nombre d'accidents, ce qui avait notamment conduit à la conception d'un confinement résistant. Ce confinement a très largement protégé les populations et le personnel de la centrale de Three Mile Island.

32.4.1. La place de l'homme dans la conduite des installations

La reconnaissance du rôle de l'homme a conduit à des évolutions non seulement en matière d'organisation, de partage des responsabilités et de reconnaissance des apports de chacun, mais aussi d'ordre technique.

a. Il faut améliorer les conditions d'exploitation

Cela suppose une sélection, une formation initiale et des recyclages plus précis des opérateurs, avec l'utilisation systématique de simulateurs pour la formation; des simulateurs de conduite de salle de commande « pleine échelle » seront progressivement installés dans les centrales nucléaires. À cet égard, la standardisation du parc électronucléaire français permet à Électricité de France de disposer plus aisément de simulateurs directement représentatifs des différents types de réacteurs. La formation doit couvrir non seulement le fonctionnement normal mais aussi les incidents et les accidents – les opérateurs sont ainsi mis « en situation ».

L'inadéquation des procédures disponibles à la centrale de Three Mile Island a été flagrante lors de l'accident. Dans la plupart des pays, et en particulier en France, les procédures et les consignes ont été réétudiées et réécrites. Cette révision a concerné aussi bien la forme des documents (avec une vérification de l'« ergonomie » des procédures) que leur fond.

Ainsi, une nouvelle approche de la conduite accidentelle des installations a été mise en place pour :

- assurer, notamment en cas d'accident, une « redondance humaine » des opérateurs; cette mission est confiée à un ingénieur sûreté-radioprotection (ISR), qui deviendra ingénieur de sûreté (IS);
- couvrir au mieux les cas d'occurrence simultanée de plusieurs événements *a priori* indépendants.

L'ISR constituera une particularité française; ce fut Jean Bourgeois qui en proposa l'idée. L'ISR n'a pas à intervenir directement en fonctionnement normal ou en cas d'accident « classique », mais, par la surveillance qu'il exerce à partir du « panneau de sûreté » dont on reparlera au paragraphe b, il apporte une « redondance fonctionnelle » en situation perturbée. Les modifications des équipes de conduite introduites à partir de 1993 conserveront une répartition des rôles sensiblement équivalente dans le domaine de la sûreté; par contre, l'ingénieur de sûreté ne sera plus chargé de la radioprotection et il ne fera plus partie des équipes de quart, cela dans le but d'accroître son indépendance de jugement sur l'état de l'installation.

Des situations d'occurrence simultanée de plusieurs événements ont en fait été étudiées en France dès 1976, en tirant profit notamment du rapport WASH-1400. Ces situations constituent un « domaine complémentaire »⁸⁸⁰ d'étude; elles traitent des cas

880. Complémentaire au domaine des situations « conventionnelles », qui constituent les bases de conception; voir le chapitre 13.

de défaillances multiples, notamment la perte de systèmes redondants. Ces études conduiront, après l'accident de Three Mile Island, à la mise en place, dans l'ensemble des centrales du parc électronucléaire, alors constitué de réacteurs de 900 MWe, de dispositions matérielles et de procédures de conduite dites H (pour « hors dimensionnement »), visant à améliorer la prévention de la fusion du cœur (voir le paragraphe 13.2).

Par la suite, à partir de 1981, le principe a été retenu de mettre en place des procédures U (pour « ultime ») ayant pour objectif de prévenir une dégradation du cœur (U1) ou, dans le cas contraire, de limiter autant que possible les relâchements de substances radioactives à l'extérieur de l'enceinte de confinement (U2 à U5). Ces procédures U visent à couvrir la totalité des situations indépendamment des causes, cela contrairement aux procédures H; elles sont précisées au paragraphe 17.8.

Un certain nombre de procédures (celles dites H) ont été testées sur simulateur.

b. Il faut améliorer les salles de commande

Les constatations faites à la suite de l'accident de Three Mile Island pour ce qui concerne les insuffisances en termes d'indications et de hiérarchisation des alarmes dans la salle de commande ont amené Électricité de France à réaliser des modifications des salles de commande des installations, y compris celles qui étaient déjà en exploitation. Une meilleure présentation des informations a été recherchée – avec l'appui d'experts, ergonomes et psychologues de formation –, en remplaçant la majorité des indications d'ordre donné par des indications de position des organes. Certaines gammes de mesure ont été élargies. Des indications nouvelles ont été ajoutées pour fournir des informations plus complètes sur l'état du cœur (ce qui avait manqué lors de l'accident de Three Mile Island), comme l'indication de la marge de sous-saturation dans le cœur (écart entre la température effective du fluide primaire et sa 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 doublées sur un « panneau de sûreté », installé dans le prolongement du pupitre principal des salles de commande.

Le panneau de sûreté est composé de trois ensembles :

- des « voyants d'état », qui indiquent l'état des systèmes de sûreté ou de sauvegarde résultant des ordres qu'ils ont reçus: arrêt automatique du réacteur, injection de sécurité, aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement, isolement de l'enceinte, etc.;
- l'« ébulliomètre », qui indique, à partir de la pression dans le circuit primaire et d'un certain nombre de températures mesurées dans la cuve, la marge de sous-saturation dans le cœur; la marge de sous-saturation, souvent appelée Delta Tsat (ΔT_{sat}), et la température maximale mesurée de l'eau du circuit primaire au niveau du haut des assemblages combustibles en cuve sont affichées au panneau de sûreté;
- un équipement informatique aux fonctions multiples qui acquiert, traite et présente des informations qui constituent une aide au diagnostic et à la conduite.

Le système KPS (ou kit KPS) regroupera, sous une forme synthétique et élaborée, les différentes informations dont les opérateurs disposent par ailleurs, en salle de commande; il comprendra en particulier l'ébulliomètre.

Deux écrans et une platine de dialogue sont à la disposition des opérateurs, au pupitre de commande. De plus, un écran et une platine, situés à l'écart de la zone de conduite mais en salle de commande, permettent à l'ingénieur de sûreté (ISR) de suivre l'évolution de l'état de l'installation sans interférer avec l'équipe normale de conduite⁸⁸¹.

Ces dispositions ont été déployées dans l'ensemble des réacteurs alors en exploitation (réacteurs de 900 MWe), puis reprises – à quelques variantes près – dans la conception des réacteurs des paliers suivants jusques et y compris le réacteur EPR.

D'autres leçons de l'accident de Three Mile Island ont conduit à des études détaillées et à la mise en application de modifications des installations. En effet:

c. Sans être mise en cause fondamentalement, la conception des centrales peut être améliorée dans plusieurs domaines

- celui du confinement assuré par les bâtiments auxiliaires et les matériels annexes;
- celui de la gestion de grandes quantités d'eau et de gaz fortement contaminés, après un accident;
- celui de la qualité et de la fiabilité de la robinetterie; il convient de noter ici que, si les soupapes de sûreté sont toujours conçues pour s'ouvrir, il n'y a guère que pour les installations nucléaires qu'il est aussi exigé qu'elles se referment et restent étanches;
- celui de la qualification des matériels aux conditions accidentelles.

d. L'évaluation de la sûreté ne doit pas être limitée aux études des conditions de fonctionnement conventionnelles

Les études menées en France après 1976 sur les situations avec défaillances multiples ont été rappelées plus haut. C'est toutefois l'accident de Three Mile Island qui a conduit à la décision de mettre en place, dans l'ensemble du parc électronucléaire alors constitué de réacteurs de 900 MWe, les procédures de conduite H et les dispositions matérielles associées.

881. Un troisième ensemble est situé dans le local technique de crise où les ingénieurs qui y sont rassemblés en cas de crise peuvent se forger une opinion sur la situation sans perturber l'équipe de conduite par des demandes d'information. Il ne s'agit là que de l'un des éléments de l'organisation en cas de crise sur laquelle on revient au chapitre 38. Il est à noter que le « panneau de repli », conçu pour pouvoir ramener le réacteur en état d'arrêt chaud puis d'arrêt froid n'est prévu que pour les cas d'évacuation de la salle de commande, sans « superposition » d'un incident ou d'un accident; il est notamment prévu pour le cas d'incendie dans la salle de commande.

32.4.2. L'importance des événements précurseurs

Un autre enseignement important de l'accident de Three Mile Island concerne l'utilisation du retour d'expérience apporté par le fonctionnement des centrales nucléaires.

Comme cela a été mentionné plus haut, un incident précurseur très semblable à l'accident de Three Mile Island avait affecté en 1977 un réacteur américain du même type (Davis-Besse), mais sans dommage pour le réacteur; les opérateurs avaient commis la même erreur d'analyse qu'à Three Mile Island. Les enseignements apportés par cet incident n'avaient pas été traduits en instructions aux opérateurs avant l'accident de Three Mile Island. Il en est de même pour l'événement qui était survenu en 1974 à la centrale nucléaire de Beznau en Suisse, qui avait été «récupéré» par les opérateurs. Mais ni le concepteur Babcock & Wilcox ni l'autorité de sûreté américaine n'en avaient été informés.

Ces deux exemples illustrent le fait que l'étude systématique des incidents significatifs et les modifications de procédures et d'instructions aux opérateurs qui peuvent être préconisées en conclusion d'une telle étude, pour empêcher que les mêmes incidents ne se reproduisent, peuvent effectivement éviter des accidents plus graves.

Depuis l'accident de Three Mile Island et les analyses qui ont suivi, la détection des événements précurseurs susceptibles de conduire à un accident est devenue une préoccupation importante des exploitants et des organismes de sûreté. L'organisation du suivi d'exploitation et du retour d'expérience s'est donc développée avec ce nouvel objectif; l'enjeu de l'organisation du retour d'expérience dans une perspective internationale est apparu essentiel.

32.4.3. L'étude des situations complexes et de fusion du cœur, le traitement des situations d'urgence

L'accident de Three Mile Island a aussi montré que les opérateurs, les responsables de la centrale et les autorités en charge de la protection des populations n'étaient pas suffisamment préparés à traiter un accident de fusion du cœur. Les responsables de la centrale et les autorités, tant locales que fédérales, ne savaient pas comment les choses pouvaient évoluer et s'il fallait évacuer des populations. Pendant presque une semaine, les autorités ont cru à la possibilité d'une explosion d'hydrogène pouvant endommager la cuve du réacteur et l'enceinte de confinement avec un relâchement important de produits radioactifs dans l'environnement. Cette éventualité aurait en fait pu être rapidement écartée car les faibles teneurs d'oxygène dans le cœur ne permettaient pas une telle explosion. Dans le doute, des populations ont quitté leurs lieux d'habitation dans une zone très large autour de la centrale, bien que les autorités n'aient jamais appelé à une telle évacuation.

Il est apparu indispensable de développer les moyens nécessaires pour traiter de telles situations de manière moins improvisée pour le cas où une nouvelle situation de ce type se produirait, en :

- améliorant la confiance que l'on peut avoir dans le comportement de l'enceinte de confinement, même dans des conditions très éloignées de celles qui ont été retenues à sa conception,
- disposant d'outils de prévision des évolutions possibles de la situation, des rejets correspondants et de leurs transferts dans l'environnement dans les conditions de l'accident.

De façon plus générale, l'accident de la centrale nucléaire de Three Mile Island a motivé tout un ensemble de réflexions, d'études et de recherches d'une part sur les situations plus complexes que celles du domaine de dimensionnement de base, c'est-à-dire pouvant résulter de défaillances multiples, d'autre part sur les situations avec fusion du cœur, désignées par le vocable d'« accidents graves ».

Les situations complexes constitueront un « domaine complémentaire » d'événements, dont l'étude conduira à la définition et à la mise en place de dispositions techniques ou organisationnelles visant à les maîtriser et à éviter qu'elles ne s'aggravent en fusion du cœur; ce domaine complémentaire et son histoire font l'objet du chapitre 13 du présent ouvrage.

Les situations avec fusion du cœur sont largement développées dans le chapitre 17.

L'accident de Three Mile Island résulte en partie d'une mauvaise compréhension de la situation par les opérateurs qui a été induite par des défauts de conception de l'interface homme-machine, par l'insuffisance de procédures adaptées à la situation et par des défauts de formation des personnels. Il est très difficile à une équipe donnée de remettre en cause son interprétation initiale de la situation. En complément de l'ajout d'un avis indépendant avec la mise en place des ingénieurs de sûreté et de radioprotection, il a alors été estimé que la mise en place d'équipes de crise, distinctes des équipes d'exploitation et à même de prendre un peu de recul sur la situation, pourrait apporter d'autres appréciations. De même, la clarification du rôle des différentes entités impliquées 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 (exercices de crise) a été également mise en évidence.

C'est au début des années 1980 que les plans d'urgence spécifiques aux installations nucléaires ont été mis en place en France. Des plans d'urgence internes (PUI) seront développés par les exploitants d'installations nucléaires dans le but de maîtriser autant que possible les accidents qui surviendraient et d'en limiter les conséquences, de porter secours aux blessés sur le site et d'informer les pouvoirs publics.

De leur côté, les pouvoirs publics ont établi des plans particuliers d'intervention (PPI) répondant à l'objectif général de protection des populations en cas d'accident pouvant se produire dans les installations.

Des précisions sont données aux chapitres 17 et 38 sur les plans d'urgence internes et sur les plans particuliers d'intervention, ainsi que de façon plus générale sur la gestion des situations d'urgence.

32.5. Conclusions

L'accident de Three Mile Island a été riche d'enseignements: importance de la défense en profondeur, importance des facteurs humains ainsi que des procédures de conduite et de la hiérarchisation des alarmes pour les opérateurs, rôle essentiel de l'enceinte de confinement en tant que barrière ultime entre les substances radioactives et l'environnement. Tous les réacteurs du monde ont bénéficié des enseignements tirés de cet accident. La prise en compte de ces leçons a permis de faire progresser la sûreté des réacteurs en exploitation.

La conception des nouveaux réacteurs, dits de troisième génération, et en particulier le réacteur EPR, tiendra également compte des enseignements de l'accident de Three Mile Island. En particulier, les accidents avec fusion du cœur feront désormais partie des bases de conception des réacteurs de puissance; pour le réacteur EPR, outre l'enceinte dimensionnée pour résister aux surpressions induites dans différents scénarios pouvant conduire à une fusion du cœur, un récupérateur de corium situé au fond de l'enceinte a été conçu pour recueillir et refroidir les matériaux fondus qui s'écouleraient en cas de défaillance de la cuve.