

La sûreté nucléaire 40 ans après Three Mile Island

-.-.-.-.-

Introduction

Un accident de fusion de cœur s'est produit le 28 mars 1979 dans le réacteur n°2 de la centrale de Three Mile Island près de Harrisburg en Pennsylvanie aux États-Unis (TMI-2, réacteur de 800 MWe conçu par Babcock et Wilcox, similaire aux réacteurs à eau sous pression (REP) en exploitation en France - Cf. annexe 1).

Cet accident que l'on pensait alors totalement improbable a eu un retentissement considérable et a entraîné une soudaine prise de conscience : les risques associés au fonctionnement des réacteurs nucléaires de production d'électricité devaient être reconsidérés en profondeur.

Lors de cet accident, près de la moitié du cœur a fondu et environ 20 tonnes de matériaux en fusion, provenant de cette dégradation, ont atteint le fond de la cuve du réacteur, heureusement sans la percer. La rapidité avec laquelle cette fusion s'est produite a également surpris.

La reconstitution du déroulement de l'accident et son analyse physique, à laquelle des experts de nombreux pays ont participé, se sont appuyées 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 ouverture du couvercle de la cuve du réacteur, fin 1984, plus de cinq ans après l'accident, sur l'extraction et l'examen en laboratoires chauds de débris du cœur et sur la reconstitution par le calcul d'éléments du scénario accidentel.

La collaboration des spécialistes de différents pays a permis de reconstituer en grande partie le déroulement de l'accident et plus particulièrement la thermohydraulique dans le cœur et les circuits au cours de l'accident ainsi que les étapes de la dégradation du cœur.

Les enseignements tirés de l'accident ont marqué un tournant majeur dans l'évolution de l'approche de sûreté des réacteurs nucléaires dans le monde. Aujourd'hui encore, ces enseignements restent le fondement des actions de renforcement de la sûreté, qu'elles concernent les aspects techniques, comme la maîtrise des accidents de fusion de cœur, ou les aspects organisationnels et humains, comme la gestion des situations accidentelles.

Déroulement de l'accident et dégradation du cœur

L'évènement initiateur de l'accident a été un incident d'exploitation relativement banal : 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. La perte soudaine de l'évacuation de la chaleur par les générateurs de vapeur a entraîné en quelques secondes, du fait de la faible inertie des générateurs de vapeur de cette conception, une augmentation de la température et de la pression dans le circuit primaire.

L'incident a très rapidement entraîné l'arrêt automatique du réacteur. Jusqu'à cet arrêt, les automatismes ont fonctionné comme prévu. Notamment, la vanne de décharge du circuit primaire, située au sommet du pressuriseur, s'est ouverte afin de faire décroître la pression dans ce circuit en déchargeant son fluide de refroidissement dans le réservoir de décharge du pressuriseur situé dans l'enceinte de confinement.

Deux défaillances vont alors intervenir et déterminer l'évolution de la situation. Première défaillance, la vanne de décharge du pressuriseur ne s'est pas refermée automatiquement lorsque la pression du circuit primaire eut suffisamment décri. Le fluide primaire a donc continué de se décharger dans le réservoir de décharge puis dans l'enceinte de confinement par le disque de rupture du réservoir une fois celui-ci rompu, ce qui correspond à une brèche primaire. Deuxième défaillance, le circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur n'a pas pu prendre le relais du circuit d'alimentation normale car des vannes du circuit de secours, qui auraient dû être ouvertes, étaient en fait fermées (elles avaient été fermées lors d'un essai réglementaire réalisé quelques jours auparavant). L'assèchement des générateurs de vapeur du côté secondaire s'est alors produit en quelques minutes, entraînant la perte du refroidissement du circuit primaire par les générateurs de vapeur.

La première défaillance a été la plus lourde de conséquences car les opérateurs présents en salle de conduite n'ont pas compris que la vanne 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 (pour un inventaire initial du circuit primaire de 200 t). Le blocage de la vanne n'a pas été diagnostiqué rapidement car les opérateurs ne disposaient pas en salle de conduite d'indicateur de la position réelle de la 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 si la fermeture avait réellement été réalisée.

La deuxième défaillance a eu une influence moindre sur le déroulement de l'accident. Cependant, durant près de 25 minutes, l'attention des opérateurs a largement été portée sur le rétablissement de conditions stabilisées de refroidissement du côté secondaire, ce qui explique sans doute en partie pourquoi les premières phases critiques, du côté du circuit primaire, n'ont pas été analysées correctement.

Le déroulement de l'accident est présenté en annexe 2.

Conséquences de l'accident sur l'environnement et la santé du public

Les dégâts internes à la centrale ont été considérables : près de la moitié du combustible a fondu, près de la moitié des produits de fission gazeux et volatils (krypton, xénon, iode et césium) ont été transférés dans l'eau du circuit primaire, dont la radioactivité volumique a atteint $2,96 \cdot 10^{16}$ Bq par m^3 . Plus de 2 000 m^3 de cette eau radioactive se sont répandus dans l'enceinte de confinement.

Malgré la fusion partielle du cœur du réacteur et l'important relâchement de produits radioactifs dans l'enceinte de confinement, les conséquences radiologiques immédiates dans l'environnement ont été faibles. L'enceinte de confinement a en effet rempli son rôle.

Les faibles rejets qui ont eu lieu dans l'environnement ont été causés, en l'absence d'isolement complet de l'enceinte de confinement, par le transfert de liquide contaminé dans un bâtiment auxiliaire non étanche provenant des puisards de l'enceinte. La mise en service de l'injection de sécurité ne provoquait en effet pas l'isolement automatique de l'enceinte de confinement, c'est-à-dire la fermeture de vannes d'isolement sur toutes les tuyauteries entrant dans le bâtiment du réacteur ou en sortant et non indispensables pour la sauvegarde du cœur du réacteur. Durant plusieurs heures, les pompes des puisards ont donc transporté dans un bâtiment auxiliaire de l'eau de plus en plus chargée de produits radioactifs. Du fait de l'inétanchéité de certains circuits, de l'eau contaminée chaude s'est 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 s'est avérée insuffisante (il a été constaté *a posteriori* que les filtres n'avaient pas fait l'objet de contrôles appropriés de vérification de leur efficacité). Il a fallu que ces transferts de produits radioactifs provoquent des alarmes pour que l'ordre d'isolement de l'enceinte de confinement soit donné manuellement un peu plus tard.

Sur la base des mesures de radioactivité effectuées sur le site lors de l'accident, il a été estimé qu'environ 10^{-2} % de l'inventaire en produits de fission a été transféré du cœur à l'environnement.

Concernant l'iode, dont l'isotope ^{131}I produit les conséquences les plus importantes à court terme, le relâchement total de ce radionucléide dans l'environnement n'a pas excédé 10^{-5} % de l'inventaire présent dans le cœur du réacteur. $37 \cdot 10^{10}$ Bq de ^{131}I ont été relâchés dans les 16 heures qui ont suivi l'accident et environ $259 \cdot 10^{10}$ Bq ont été relâchés pendant les 30 jours suivants.

Les rejets des autres produits radioactifs ont été estimés à environ $18,5 \cdot 10^9$ Bq de ^{137}Cs et $3,7 \cdot 10^9$ Bq de ^{90}Sr .

De nombreuses études ont montré que l'accident n'a pas eu de conséquences sanitaires pour les personnes du public et n'a pas eu d'impact significatif sur l'environnement. Pendant une semaine, les autorités en charge de la protection des personnes se sont interrogées sur le degré de gravité de l'accident et sur la nécessité de procéder à une évacuation partielle ou totale des habitants du voisinage.

Les informations contradictoires données par les autorités au cours de l'accident ont inquiété les populations et plus de 200 000 personnes ont fui la région au cours de la crise.

Enseignements tirés de l'accident concernant la physique des accidents de fusion du cœur

L'accident de Three Mile Island a conduit au développement de nombreux programmes de recherche et de développement concernant la physique des accidents de fusion du cœur, visant à améliorer la compréhension des phénomènes survenant lors d'un tel accident.

De nombreux résultats expérimentaux ont depuis lors été acquis au plan international pour ce qui concerne les phénomènes associés à un accident de fusion du cœur d'un réacteur à eau.

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.

L'accident de Three Mile Island et les multiples analyses et études dont il a fait l'objet, permettent d'évaluer la capacité des logiciels de calcul à simuler des accidents de fusion du cœur depuis l'événement initiateur jusqu'aux possibles rejets de radionucléides à l'extérieur de l'enceinte de confinement.

Depuis l'accident, de nombreux exercices d'intercomparaison d'outils de simulation ont été conduits au plan international pour apprécier les incertitudes restantes dans la simulation de l'accident.

Les deux premières phases de l'accident, correspondant à la perte de réfrigérant primaire et au début de l'échauffement du cœur, sont aujourd'hui correctement prédites par les logiciels existants pour ce qui concerne les évolutions des paramètres thermohydrauliques du circuit primaire et le déroulement de la dégradation du cœur (production d'hydrogène, formation de la croûte inférieure, fusion et coulée des matériaux dans le creuset constitué par la croûte inférieure).

En revanche, la phase de renoyage du cœur et les phases ultérieures de la dégradation du cœur ne sont pas encore correctement prédites. La principale faiblesse des outils de simulation actuels concerne le renoyage du cœur dégradé ; les phénomènes qui nécessitent une modélisation plus précise pour simuler le renoyage sont les circulations des fluides (eau et vapeur) dans le cœur dégradé, les transferts de chaleur et l'oxydation du zircaloy. Ces phénomènes influent sur la production d'hydrogène et sur la coulée des matériaux fondus.

Des programmes de recherche sont conduits au niveau international, notamment par l'IRSN, en vue d'améliorer les connaissances dans ces domaines.

Enseignements tirés de l'accident pour la sûreté des centrales nucléaires en France

Le choc provoqué par l'accident de Three Mile Island a été considérable et les enseignements tirés dans le domaine de la sûreté des centrales nucléaires ont été nombreux, notamment en France.

Même si les accidents de fusion du cœur des réacteurs à eau avaient déjà fait l'objet d'études scientifiques approfondies aux États-Unis, à partir des années 1970 (voir le [rapport WASH 1400](#)), il aura fallu attendre l'accident de Three Mile Island pour que les concepteurs et les exploitants d'installations nucléaires prennent conscience que les accidents de fusion du cœur sont possibles. Il est à noter cependant que, dès la publication du rapport WASH 1400, les organismes de sûreté français et étrangers ont cherché à tirer de ce rapport des conclusions pratiques en termes d'amélioration de la sûreté des installations nucléaires et de définition de plans d'intervention en cas d'accident.

L'accident de Three Mile Island n'a pas remis en cause la conception globale des installations nucléaires, l'application du concept de défense en profondeur imposant la mise en place de dispositions à l'égard d'un certain nombre d'accidents, ce qui avait conduit notamment à la conception d'un confinement résistant. Ce confinement a protégé les populations et le personnel de la centrale de Three Mile Island.

Toutefois, cet accident a clairement montré que des accidents plus graves que ceux considérés jusqu'alors pour le dimensionnement des centrales nucléaires (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'erreurs humaines (Cf. annexe 3).

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

- comment éviter qu'au cours d'un accident, des actions de conduite inappropriées aboutissent à 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 ?
- comment identifier, parmi les incidents réels, ceux qui pourraient être des précurseurs d'accidents 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 ?

L'accident de fusion partielle du cœur du réacteur de Three Mile Island est venu confirmer que des cumuls de défaillances étaient susceptibles de conduire à un accident grave.

Indépendamment des recherches menées sur les accidents de fusion du cœur, les réflexions en matière de sûreté ont porté sur trois grands sujets : la place de l'humain dans la conduite des installations, l'expérience tirée de l'exploitation des centrales nucléaires et la gestion des situations d'urgence.

La place de l'humain dans la conduite des installations

Avant l'accident de Three Mile Island, les analyses de sûreté examinaient principalement la fiabilité des composants du réacteur nécessaires à la sûreté. **L'accident de Three Mile Island a mis en exergue le fait, connu mais peu étudié, que l'humain est un maillon essentiel de la sûreté.**

Si l'action des opérateurs est, en effet, le plus souvent positive pour la sûreté, dans certains cas, des actions humaines peuvent aussi contribuer à l'initiation ou au développement d'incidents. Il convient dès lors d'examiner en détail les conditions d'intervention et de travail des personnels pour identifier, en particulier, les problèmes de sûreté qui pourraient résulter de difficultés d'organisation ou de moyens et informations disponibles insuffisants ou inadaptés.

La reconnaissance explicite du rôle de l'humain dans la sûreté a conduit à des améliorations dans deux directions techniques qui visent à renforcer l'organisation, à préciser le partage des responsabilités et les apports de chacun des acteurs.

L'amélioration des conditions d'exploitation

L'amélioration des conditions d'exploitation s'est traduite par une sélection, une formation initiale et des recyclages plus précis des opérateurs, impliquant dorénavant l'utilisation systématique de simulateurs pour la formation. À cet égard, la standardisation du parc électronucléaire français permet de disposer de simulateurs directement représentatifs des différents types d'installations. Les formations couvrent le fonctionnement normal, mais aussi les incidents et les accidents.

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. 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 par un ingénieur de sûreté ayant pour mission d'assurer une vérification indépendante de la pertinence de la stratégie de conduite mise en œuvre ;
- pour couvrir au mieux les cas d'occurrence simultanée de plusieurs événements a priori indépendants. En France, une approche a été développée et mise en place pour donner aux opérateurs les moyens de ramener l'installation dans un état sûr, indépendamment du chemin qui a mené à la situation constatée ; il s'agit de « l'approche par états ».

Dans l'approche par états, les procédures à suivre ne sont en effet plus fondées sur la compréhension par l'opérateur de la succession d'évènements qu'a subie le réacteur (approche événementielle), mais sur son état effectif à un instant donné (caractérisé par des données physiques : sous-criticité du cœur, puissance résiduelle dans le cœur, inventaire d'eau dans le circuit primaire, inventaire d'eau dans les générateurs de vapeur, étanchéité de l'enceinte de confinement...).

L'approche évènementielle ne permettait pas de couvrir toutes les combinaisons possibles de défaillances matérielles et humaines, simultanées ou séparées dans le temps. Par ailleurs, elle rendait compliqué le diagnostic en cas d'évolution de l'installation non conforme aux prévisions.

Dans l'approche par états, pour chacun des états anormaux, sont définies les actions à mener pour ramener l'installation dans une situation satisfaisante. L'équipe de conduite peut effectuer les actions correspondantes sans avoir nécessairement compris l'enchaînement des évènements antérieurs. Un élément clef des procédures par états a été l'adjonction dans tous les réacteurs d'une mesure d'un « niveau d'eau dans la cuve », qui permet à l'opérateur (contrairement à ce qui s'était passé lors de l'accident de Three Mile Island) de savoir si le cœur est correctement couvert d'eau.

Par ailleurs, le principe de procédures dites hors dimensionnement (procédures H) et ultimes (procédures U) a été retenu en France à partir de 1981 : ces procédures visent à prévenir la fusion du cœur (en cas de perte de la source froide, de perte des alimentations électriques...) et à limiter les relâchements de produits radioactifs à l'extérieur de l'enclume de confinement, et donc dans l'environnement, si une telle fusion survenait.

L'ensemble des procédures ont été testées sur simulateur.

L'amélioration des salles de conduite

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 conduite ont conduit à réaliser des modifications des salles de conduite des réacteurs.

Une meilleure présentation des informations a été recherchée en remplaçant la majorité des indications d'ordre 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 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 doublées sur un panneau de sûreté.

L'importance des évènements précurseurs

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

Un incident précurseur très semblable à l'accident de Three Mile Island (vanne de décharge du pressuriseur restée ouverte) avait eu lieu en 1977 sur un réacteur américain du même type (Davis Besse), mais, dans ce cas, sans dommage pour le réacteur ; les opérateurs avaient commis la même erreur d'analyse qu'à Three Mile Island (arrêt du refroidissement). Les enseignements apportés par cet incident n'avaient pas été traduits

en instructions aux opérateurs lorsqu'est survenu l'accident de Three Mile Island. Un incident précurseur similaire avait également affecté le réacteur suisse de Beznau en 1974.

Cet exemple illustre que l'étude systématique des incidents significatifs et les modifications de procédures et d'instructions aux opérateurs qui peuvent être préconisées en conclusion 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 nucléaire. L'organisation du suivi d'exploitation et du retour d'expérience s'est donc développée avec ce nouvel objectif.

Le traitement des situations d'urgence

L'accident de Three Mile Island a montré que les opérateurs, les responsables de la centrale et les autorités en charge de la protection des populations n'étaient pas suffisamment préparés pour traiter un accident de fusion du cœur. Les responsables de la centrale et les autorités, tant locales que fédérales, ne savaient pas comment la situation les choses pouvait évoluer et, notamment, s'il fallait évacuer. Pendant presque une semaine, les autorités ont envisagé la possibilité d'une deuxième 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 dû être rapidement écartée du fait des faibles teneurs en oxygène dans le cœur. Dans le doute, les populations ont quitté leurs lieux d'habitation dans une zone très large autour de la centrale, bien que les autorités n'aient pas appelé à une telle évacuation.

Il est dès lors apparu indispensable de développer les moyens nécessaires pour traiter de telles situations de manière structurée et préparée si une nouvelle situation de ce type se produisait :

- améliorer la confiance que l'on peut avoir dans le comportement de l'enceinte de confinement même dans des conditions très éloignées de celles prévues à sa conception ;
- disposer 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.

L'accident de Three Mile Island est lié pour partie à une mauvaise compréhension de la situation par les opérateurs. Il est très difficile à une équipe donnée de remettre en cause son interprétation initiale de la situation. Il est ainsi apparu que la mise en place d'équipes de crise, distinctes des équipes d'exploitation, à même de prendre du recul sur la situation, pourrait apporter d'autres visions. 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. Les plans d'urgence ont été développés sur ces bases, avec la nécessité d'un entraînement régulier (exercices de crise).

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) ont été développés par les exploitants d'installations nucléaires dans le but de maîtriser autant que possible les accidents et d'en limiter les conséquences, de

porter secours aux blessés sur le site et d'informer. 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 et un « plan national de réponse » en cas d'accident majeur.

Ainsi, outre des évolutions résultant de l'examen des sujets précités, concernant en particulier les facteurs humains et organisationnels et la conduite en situation accidentelle, les réacteurs français ont fait l'objet d'améliorations de nature technique largement initiées par le retour d'expérience de l'accident de Three Mile Island ; elles ont notamment concerné :

- le renforcement de l'instrumentation afin que les opérateurs disposent en salle de commande d'une vision fiable de l'état de l'installation, comme indiqué ci-dessus ;
- la mise en place de vannes de décharge du pressuriseur qualifiées pour permettre leur ouverture et également leur fermeture en présence d'un mélange d'eau et de vapeur d'eau ;
- la protection de l'enceinte de confinement en cas d'accident avec la mise en place d'un système d'éventage équipé d'un filtre à sable (dispositif U5) ;
- la maîtrise des risques d'explosion liés à la présence d'hydrogène résultant de l'oxydation des gaines de combustible en cas d'accident de fusion de cœur (implantation de recombineurs d'hydrogène dans l'enceinte de confinement).

Faire avancer la sûreté : une dynamique d'amélioration permanente

L'accident de Three Mile Island a été riche d'enseignements, pour la plupart confortés par ceux de l'accident de Fukushima : importance de la défense en profondeur et des facteurs humains ainsi que des procédures de conduite pour les opérateurs et de la hiérarchisation des alarmes, rôle essentiel de l'enceinte de confinement, barrière ultime entre les substances radioactives et l'environnement.

Tous les réacteurs du monde ont bénéficié des enseignements tirés de l'accident de Three Mile Island. La prise en compte de ces leçons a permis de réduire d'un facteur 10 la probabilité calculée de fusion de cœur pour les réacteurs REP de deuxième génération.

De plus, en France, l'établissement de procédures ultimes a visé à limiter les conséquences d'un tel accident.

Les accidents graves

Les réacteurs de troisième génération, et en particulier EPR, tiennent compte dès leur conception des enseignements de l'accident de Three Mile Island. Ainsi, les accidents avec fusion du cœur sont considérés dans le dimensionnement des réacteurs EPR ; en particulier, un récupérateur de corium situé au fond de l'enceinte permettrait de recueillir et de refroidir les matériaux en fusion du cœur en cas de défaillance du fond de la cuve.

De même, les réacteurs français en exploitation ont fait l'objet d'améliorations au fil des années avec la mise en place de recombineurs d'hydrogène et d'un système d'éventage de l'enceinte de confinement, qui doivent être complétées, dans le cadre des actions post-Fukushima et de la prolongation de la durée de fonctionnement des réacteurs, par des dispositifs d'étalement/refroidissement du corium, pour éviter le percement du radier du bâtiment du réacteur, et de refroidissement de l'atmosphère de l'enceinte de confinement par un système dédié pour limiter les nécessités d'éventage (procédure U5) et donc réduire les conséquences dans l'environnement.

Les expertises de l'IRSN visent notamment à s'assurer que les exploitants répondent aux objectifs fixés de réduction de la probabilité et des conséquences des accidents graves.

Les facteurs humains et organisationnels

Ces sujets se sont fortement développés après l'accident de TMI et font l'objet d'actions de recherche dédiées et d'une analyse plus poussée (organisation de la sûreté, rôle des prestataires, conduite...). Le développement de la culture de sûreté des intervenants, le management de la sûreté et l'usage de simulateur de conduite participent ainsi à améliorer la maîtrise de la sûreté dans les installations.

Dans ce contexte, l'IRSN a créé un laboratoire des sciences humaines et sociales et dispose notamment d'un simulateur d'observation du fonctionnement incidentel et accidentel (SOFIA) lui permettant d'évaluer les procédures de conduite prévues par EDF, notamment en cas d'accident.

La gestion de crise

La planification, les centres et outils de crise et la formation des intervenants de crise permettent de mettre en œuvre l'ultime ligne de défense du concept de défense en profondeur.

L'IRSN vient ainsi en 2018 de renouveler entièrement son centre technique de crise en utilisant les technologies les plus récentes et l'expérience acquise lors de l'accident de Fukushima pour lui permettre de rester au meilleur niveau et d'être prêt à affronter une éventuelle situation d'urgence.

Le retour d'expérience

Moteur de l'amélioration de la sûreté, au même titre que la recherche sur les risques, le retour d'expérience fait pleinement partie de la démarche de sûreté. Tous les exploitants se sont organisés pour recueillir et traiter les connaissances acquises et renforcer ainsi la sûreté des installations.

Dans ce cadre, l'IRSN développe un projet « REX » visant à utiliser au mieux les nouvelles technologies pour tirer le plus d'informations possibles du retour d'expérience des installations et des transports et faire avancer la sûreté.



La recherche en sûreté

Moteur de l'amélioration de la sûreté, au même titre que le retour d'expérience, la recherche est nécessaire au développement des connaissances visant à améliorer la maîtrise des risques. **Les exploitants réalisent des recherches en support de la démonstration de sûreté de leurs installations et l'IRSN conduit des recherches en sûreté en support des expertises des dossiers des exploitants.**

Après l'accident de TMI, l'IPSN, devenu l'IRSN en 2002, a engagé très tôt des recherches sur les accidents et leur phénoménologie. Les acquis de ces recherches ont permis des avancées de sûreté, comme la mise en place de systèmes d'éventage de l'enceinte de confinement des réacteurs en cas d'accident avec filtration des effluents ainsi rejetés (filtre dit U5), mais aussi de disposer des connaissances pour évaluer les conséquences d'un accident. C'est ainsi que l'IRSN, une dizaine de jours après l'accident de Fukushima, a été le premier organisme au monde à publier une évaluation des rejets associés, évaluation dont l'ordre de grandeur n'a pas été remis en cause à ce jour.

Les recherches de l'IRSN sur les accidents graves concernent tout particulièrement :

- **les accidents de perte de refroidissement** qui peuvent résulter, soit d'une perte de réfrigérant primaire (brèche du circuit primaire), soit d'une défaillance de l'évacuation de l'énergie du circuit primaire ;
- la formation, la caractérisation et **le refroidissement d'un cœur partiellement fondu** (corium) et la gestion de l'accident dans la cuve du réacteur (progression de la dégradation du cœur et dispositions visant au refroidissement des matériaux dégradés) et l'interaction corium-eau dans le puits de cuve (formation de débris solides et gestion du risque d'explosion de vapeur) ;
- **la prévention et la mitigation des conséquences**, avec notamment la prévention de la percée du radier des réacteurs par refroidissement du corium et les rejets à long terme (phénomènes de revolatilisation notamment) ;
- **les aspects humains et organisationnels de la gestion de crise**, avec notamment :
 - **la préparation des acteurs** (compétences et mécanismes (cognitif, organisationnels...) devant être mobilisés localement pour faire face à une situation accidentelle imprévue, facteurs favorisant la prise de décision face à des situations de mise en danger de la vie d'autrui...),
 - **la coopération entre les acteurs** (conditions et mécanismes permettant une coordination efficace entre tous les acteurs dans la gestion de crise, notamment les modalités d'articulation entre actions décentralisées et centralisées, la manière dont différents acteurs de l'expertise parviennent à coopérer, s'ajuster pour proposer des recommandations et comment ces recommandations sont intégrées aux processus décisionnels de protection des populations (évacuations, mise à l'abri, prise d'iode...), les techniques de préparation permettraient de faire émerger des dynamiques de coopérations entre acteurs),
 - **l'intervention d'un acteur d'expertise institutionnel en situation post-accidentelle** (définition du rôle de l'Expert public en situation post-accidentelle, plus particulièrement le type et le contenu de l'expertise à apporter en support aux décisions des personnes et des différentes instances locales, préfectorales et nationales, et son articulation avec d'autres formes d'expertise. L'enjeu est également de contribuer à la définition de dispositifs qui aident les acteurs concernés à se préparer à la gestion post-accidentelle).

L'IRSN maintient un effort de recherche important pour supporter ses expertises ; le contrat d'objectifs et de performance (COP) 2019 - 2023 signé avec l'Etat prévoit ainsi que l'IRSN consacre aux activités de recherche une part supérieure à 40 % de son budget annuel.

L'expertise de sûreté à l'IRSN

Les démarches dites d'efficience développées par l'IRSN dans le domaine de l'expertise et la réflexion « IRSN 2030 » qu'il a menée en 2018 permettent, en cohérence avec le COP nouvellement signé, de définir de nouvelles actions en vue d'une expertise de sûreté toujours au meilleur niveau, s'appuyant encore plus sur la connaissance sur les risques et leur maîtrise et utilisant au mieux les nouvelles technologies.

L'enjeu est, d'une part de faire évoluer les méthodes et pratiques d'expertise, en s'appuyant sur les technologies numériques pour renforcer la mise à disposition organisée des connaissances pertinentes pour l'expertise (concept d'expertise avancée), d'autre part d'aller vers une co-construction des activités de recherche et d'expertise (concept d'intégration recherche-expertise) pour renforcer encore l'articulation entre ces deux activités complémentaires au service de la sûreté.

S'agissant de l'« expertise avancée », trois axes majeurs sont en cours de déploiement :

- le premier concerne la gestion et la production des connaissances : passer de la donnée à l'information utile, puis à la connaissance et permettre la mise à disposition de l'expert des connaissances pertinentes pour l'expertise qu'il a à mener (data mining) ;
- le deuxième est relatif au développement d'outils d'expertise augmentée pour permettre de mieux cibler les sujets à enjeux dans le cadre d'une expertise (systèmes experts). Un premier développement a été réalisé dans le domaine des effets de pression en cas d'incendie, d'autres sont prévus ou en réflexion ;
- le dernier concerne la mise en œuvre d'outils numériques collaboratifs pour faire évoluer les méthodes de travail de l'expertise.

S'agissant de l'« intégration recherche-expertise », il s'agit d'une démarche structurante qui vient compléter l'approche d'expertise intégrée qui vise notamment à mieux articuler sûreté et sécurité ainsi que technologie et facteurs organisationnels et humains. Elle permettra de mieux valoriser la recherche finalisée menée par l'IRSN.

En complément, l'IRSN développe des actions de dialogue avec les différents acteurs de la société civile afin de développer une culture du risque et de recueillir les attentes et questionnements des citoyens.

L'IRSN est dans une dynamique permanente d'évolution pour faire avancer la sûreté, en veillant à la proportionnalité aux enjeux.

Conclusion : la sûreté 40 ans après TMI

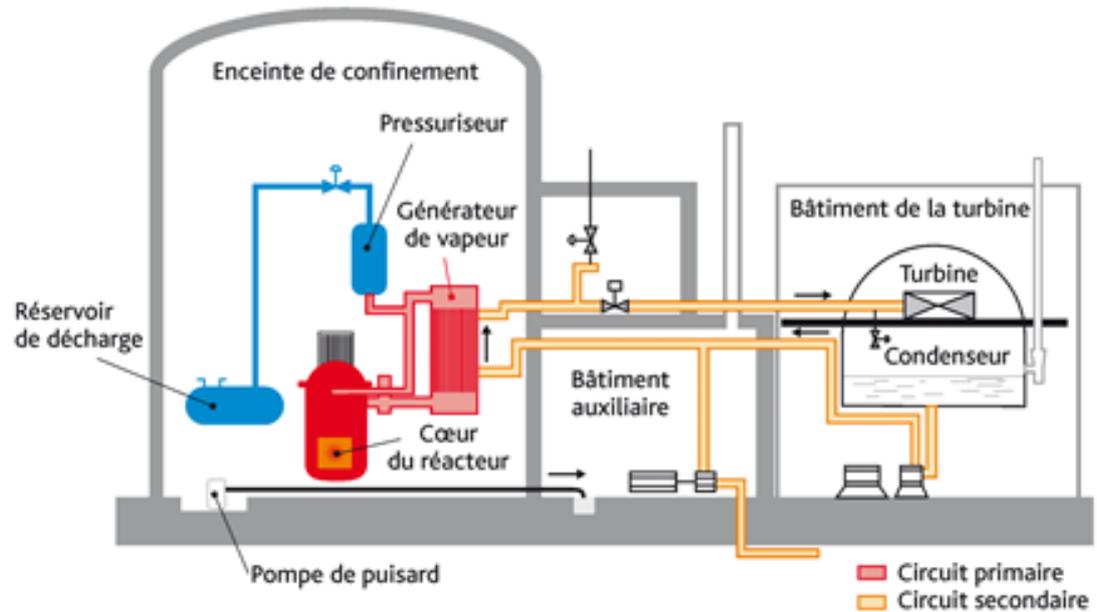
En conclusion, 40 ans après TMI, la démarche de sûreté a évolué, apprenant des connaissances issues de la recherche, de l'exploitation des installations et de l'étude des accidents.

TMI a conduit à une remise en question, qui a refondé la démarche sans toutefois en remettre en cause les principes fondateurs, notamment la défense en profondeur et la culture de sûreté.

De nombreuses évolutions, à la fois des installations et des pratiques de sûreté, ont été mises en œuvre pour renforcer la sûreté.

Il convient cependant de garder à l'esprit que la sûreté n'est jamais définitivement acquise, que l'accident est toujours possible et que tous les acteurs de la sûreté doivent maintenir un haut niveau de vigilance pour limiter autant que possible l'occurrence d'un accident.

Annexe 1 : schéma de la centrale de Three Mile Island



Le réacteur TMI-2 est similaire dans ses principes aux réacteurs à eau sous pression (REP) en exploitation en France. Cependant, il est différent des REP français sur deux points significatifs pour le fonctionnement et la sûreté de l'installation : il ne comporte que deux boucles de refroidissement du cœur, alors que les REP français sont équipés de trois ou quatre boucles, et les générateurs de vapeur sont des échangeurs à tubes droits à circulation à contre-courant alors que les générateurs de vapeur des REP français comportent des tubes en épingle. En cas d'interruption de son alimentation en eau, un générateur à tubes droits s'assèche en deux minutes, alors que l'assèchement d'un générateur avec des tubes en épingle prend environ 10 minutes.

Annexe 2 : déroulé de l'accident

Le déroulement de l'accident peut être décrit en plusieurs phases à partir de l'évènement initiateur.

➤ **Phase 1 de l'accident : perte de réfrigérant primaire (durée estimée 100 minutes)**

La vanne de décharge du pressuriseur étant restée ouverte, la pression du circuit primaire a continué de décroître. À l'atteinte d'une valeur de 110 bars environ, deux minutes après le début de l'accident, l'injection de sécurité à haute pression a démarré automatiquement et de l'eau froide a donc été injectée dans le circuit primaire.

Les opérateurs suivent alors la régulation de la pression dans le circuit primaire en surveillant la mesure du niveau d'eau dans le pressuriseur. En fonctionnement normal, avec une vanne de décharge fermée étanche, la partie supérieure du pressuriseur est en effet occupée par un petit volume de vapeur d'eau qui fixe la pression régnant dans le circuit primaire. Une consigne indique aux opérateurs de veiller à ce que ce volume de vapeur d'eau, et donc le niveau d'eau dans le pressuriseur, varie peu, ce qui est un gage de stabilité de la pression dans le circuit primaire. Or, la vanne de décharge étant ouverte, un mélange diphasique d'eau et de vapeur s'échappait par la brèche. Le niveau d'eau apparent dans le pressuriseur, mesuré à partir de la différence de pression statique entre le haut et le bas du pressuriseur (poids de la colonne d'eau tassée), a donc semblé monter rapidement compte tenu de la forte proportion d'eau liquide dans le mélange sortant par la vanne de décharge.

Croyant la vanne de décharge fermée, les opérateurs ont attribué la montée du niveau d'eau dans le pressuriseur à l'apport d'eau par l'injection de sécurité et supposé que cette montée du niveau d'eau allait s'accompagner d'une remontée de la pression dans le circuit primaire. Cinq minutes après le début de l'accident, ils prennent la décision, qui sera lourde de conséquences, d'arrêter manuellement l'injection de sécurité à haute pression. Dès lors, il existe une brèche ouverte dans la deuxième barrière de confinement et le refroidissement de secours est inopérant.

À partir de cet instant, l'eau qui continue de sortir par la vanne de décharge du pressuriseur n'est plus remplacée dans le circuit primaire ; l'appoint d'eau par le système de contrôle chimique et volumétrique n'est pas suffisant. Environ 16 minutes après le début de l'accident, 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, avec une fraction de vapeur qui augmente 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 sera évacuée, d'une part par les générateurs de vapeur - les opérateurs ont pu remettre en service l'alimentation de secours des générateurs de vapeur, ce

qui a retenu toute leur attention – d'autre part par l'eau et la vapeur qui se déchargent dans l'enceinte de confinement par la vanne ouverte de décharge du pressuriseur (mais cela, les opérateurs ne le savent pas).

Respectivement 73 minutes, puis 100 minutes après le début de l'accident, les pompes des deux boucles du circuit primaire sont arrêtées. Compte tenu des paramètres mesurés dans l'enceinte (pression et température entre autres), les opérateurs suspectent alors une fuite de ce circuit au niveau des générateurs de vapeur. Ils comptent alors sur un refroidissement du cœur par convection naturelle.

➤ **Phase 2 de l'accident : circuits de refroidissement primaire et d'injection de sécurité à haute pression arrêtés, échauffement du cœur (durée de 100 à 174 minutes)**

L'arrêt des pompes du circuit primaire a entraîné la séparation des phases vapeur et eau dans ce circuit et la création d'un volume de vapeur en partie haute de la cuve du réacteur. Tel qu'il a pu être estimé *a posteriori*, le niveau d'eau était alors au voisinage du sommet du cœur.

Le réacteur n'est donc plus refroidi que par l'eau provenant du système de contrôle chimique et volumétrique. Cet apport d'eau ne permet pas de compenser la perte d'eau par la vanne de décharge du pressuriseur.

Cette perte d'eau entraîne une baisse du niveau d'eau dans le cœur. On a estimé *a posteriori* que, 112 minutes après le début de l'accident, le niveau d'eau avait atteint le sommet des crayons combustibles du cœur. Cet instant marque donc le début du dénoyage des crayons combustibles qui, insuffisamment refroidis, s'échauffent.

Entre 130 et 140 minutes après le début de l'accident, les parties supérieures des crayons combustibles sont suffisamment échauffées (température de 800°C environ) pour provoquer le ballonnement et la rupture de leurs gaines en zircaloy, ainsi que le relâchement de produits de fission gazeux dans l'enceinte de confinement *via* la brèche dans le circuit primaire (l'alarme « débit de dose élevé » dans l'enceinte s'est déclenchée à 134 minutes). À ce moment-là, les opérateurs ne peuvent plus ignorer que la situation est sérieuse.

142 minutes après le début de l'accident, la fuite par la vanne de décharge du pressuriseur est enfin diagnostiquée. Une vanne d'isolement placée en amont est fermée par les opérateurs, ce qui élimine la brèche du circuit primaire ; la deuxième barrière est donc rétablie.

Cependant, selon les évaluations faites *a posteriori*, à cet instant, la moitié des crayons combustibles était dénoyée et il était alors trop tard pour éviter leur dégradation.

Jusqu'à 174 minutes 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 (circuit primaire et circuit d'injection de sécurité à l'arrêt).

Sous l'effet de la réaction exothermique d'oxydation du zircaloy par la vapeur d'eau, il continue à s'échauffer ce qui provoque une production supplémentaire de vapeur d'eau et l'augmentation de la pression dans le circuit primaire, ce dernier étant désormais étanche après la fermeture du circuit de décharge du

pressuriseur. Le niveau d'eau dans le cœur continue à baisser jusqu'à ne plus couvrir qu'un mètre sur les 3,6 mètres de hauteur des crayons combustibles.

Avec l'abaissement progressif du niveau d'eau, l'échauffement de la partie non couverte des gaines conduit d'abord à la rupture de gaines, puis à leur oxydation notable, enfin aux premières coulées de matériaux métalliques par la formation de mélanges eutectiques. Des eutectiques Fe-Zr, Ni-Zr, Ag-Zr peuvent en effet se former à des températures inférieures de plusieurs centaines de degrés à la température de fusion du zircaloy. Le premier liquide formé a été très probablement l'eutectique Ni-Zr entre le zircaloy des gaines des crayons et l'inconel des grilles d'espacement dans la partie centrale du cœur. Ensuite, vers 1 400°C, en même temps qu'une oxydation énergétique, la fusion des gaines des barres de commande a permis la coulée du mélange argent-indium. L'acier inoxydable du gainage des barres de commande peut aussi avoir été attaqué vers 1 300°C par interaction avec l'eutectique nickel-zirconium.

Lorsque les matériaux fondus ont atteint l'interface eau-vapeur, ils se sont solidifiés au contact de l'eau, ce qui a conduit à la formation d'une croûte sur l'axe du cœur, appelée dans la suite croûte inférieure (figure 1). Cette croûte est restée en place jusqu'à la fin de l'accident et des échantillons ont pu être prélevés et analysés après l'enlèvement du couvercle de la cuve. Ces analyses ont montré qu'elle était constituée d'alliages métalliques entre Zr, Ag, In, Fe et Ni enrobant des colonnes de pastilles de combustible.

La forme de bol de la croûte inférieure peut s'expliquer par l'évolution des conditions de refroidissement du cœur : le blocage central de l'écoulement par la croûte en formation a dévié la vapeur vers la périphérie d'où une augmentation progressive du refroidissement en périphérie si bien que les alliages métalliques fondus s'y sont resolidifiés à des niveaux bien supérieurs au niveau de l'eau dans le cœur.

Dans les parties supérieures du cœur, la poursuite de l'oxydation du zircaloy par la vapeur, très exothermique, a conduit à atteindre localement la température de fusion du zircaloy (de 1 800°C à 1 950°C selon sa teneur en oxygène). En coulant, le zircaloy a pu dissoudre l'oxyde d'uranium des pastilles de combustible pour former un composé bimétallique (U, Zr, O). De même, l'oxydation du zircaloy a pu conduire à la dégradation des crayons combustibles, entraînant la chute de morceaux de pastilles de combustible solides. Ce processus de dégradation est supposé avoir progressé vers la périphérie du cœur jusqu'à 174 minutes après le début de l'accident.

La croûte inférieure constitue alors un creuset qui collecte des composés sous forme métallique ou sous forme d'oxydes ; il s'agit probablement de débris solides et de matériaux fondus, dont la température moyenne est à cet instant entre 2 300°C et 2 500°C.

Tandis que la croûte inférieure est refroidie par la vapeur d'eau par convection et rayonnement vers la surface libre de l'eau, les matériaux collectés dans la croûte sont mal refroidis et s'échauffent progressivement jusqu'à fondre au centre.

L'état du cœur dégradé à 174 minutes est schématisé sur la figure 2 :

- en partie basse du cœur, les crayons combustibles sont intacts sur une hauteur d'environ un mètre ;

- une croûte étanche en forme de bol, constituée de matériaux resolidifiés, s'est formée au-dessus de ces crayons intacts ;
- le creuset ainsi formé contient un mélange de débris solides et, dans sa partie centrale, un bain de matériaux fondus ;
- dans la partie supérieure du cœur, les gaines des crayons combustibles sont très oxydées, mais la majeure partie des crayons est encore en place.

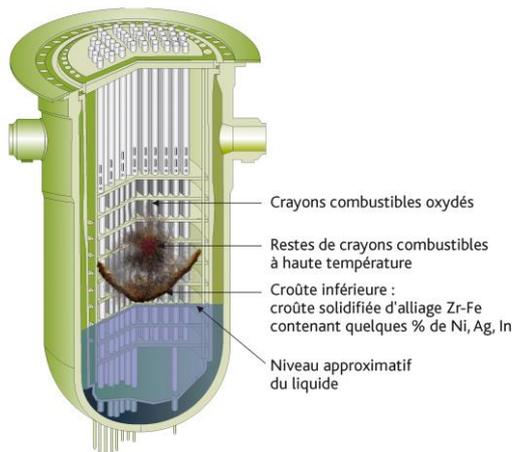


Figure 1. État supposé du cœur après la formation de la croûte inférieure.

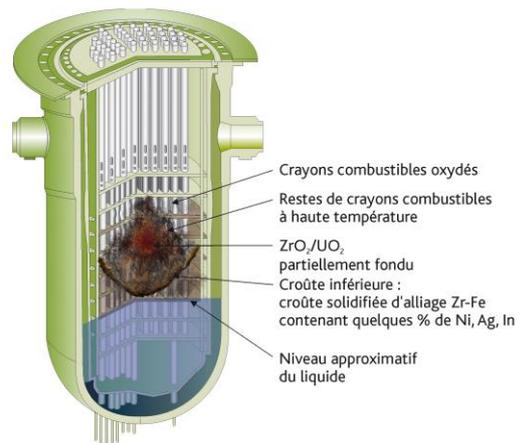


Figure 2. État supposé du cœur 174 minutes après le début de l'accident.

➤ **Phase 3 de l'accident : nettoyage partiel du cœur - formation d'un lit de débris (entre 174 et 180 minutes)**

174 minutes après le début de l'accident, les opérateurs remettent en route la pompe primaire d'une des boucles de refroidissement pour essayer de rétablir une circulation du fluide primaire. 28 m³ d'eau sont alors introduits dans la cuve en 6 minutes. C'est l'apport de réfrigérant le plus significatif depuis l'arrêt des pompes primaires 100 minutes après le début de l'accident.

Il en résulte une rapide montée en 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 dans le cœur a probablement arrêté le développement du bain de corium au-dessus de la croûte. Cependant, les contraintes thermomécaniques résultant de la trempe partielle 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 lit de débris dans la partie supérieure du cœur (figure 3). Les

observations et analyses réalisées *a posteriori* ont montré que le lit de débris était constitué de plusieurs tonnes de débris compacts.

La pompe primaire est arrêtée par les opérateurs 6 minutes après son redémarrage car la pression monte brutalement dans le circuit primaire.

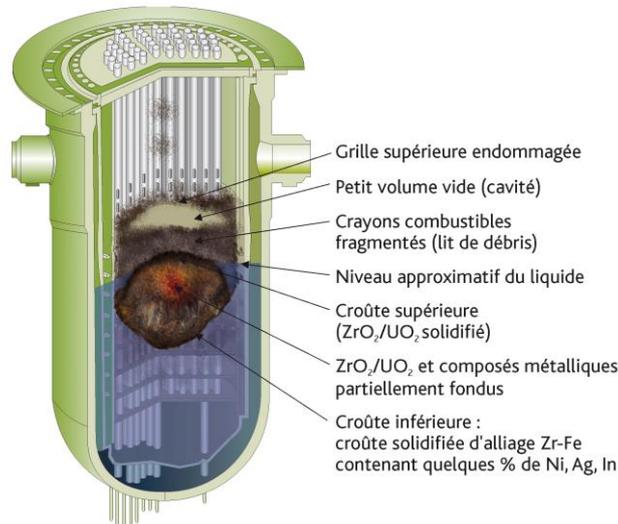


Figure 3. État supposé du cœur lors de la phase 3 de l'accident.

➤ **Phase 4 de l'accident : échauffement du lit de débris - développement du bain de corium (entre 180 et 200 minutes)**

La montée brutale de la pression dans le circuit primaire associée à l'envoi d'eau dans le cœur a conduit les opérateurs à réouvrir la vanne d'isolement du circuit de décharge du pressuriseur.

Cette ouverture a entraîné le déclenchement d'alarmes de radioactivité, y compris hors du bâtiment du réacteur. À ce moment-là, les deux premières barrières de confinement sont « rompues » et l'isolement de la troisième et dernière barrière de confinement (l'enceinte du réacteur) n'est toujours pas effectué.

Le déclenchement d'alarmes hors du bâtiment du réacteur était dû au transfert automatique, en l'absence d'isolement de l'enceinte de confinement, de liquide contaminé provenant des puisards de l'enceinte dans des réservoirs de stockage situés dans un bâtiment auxiliaire non étanche. Ces réservoirs vont eux-mêmes déborder et du liquide contaminé va se répandre dans le bâtiment auxiliaire, conduisant à des rejets vers l'extérieur de l'installation.

La situation d'urgence est déclarée 200 minutes après le début de l'accident et conduit à l'isolement de l'enceinte de confinement, interrompant le transfert de radioactivité vers le bâtiment auxiliaire.

D'après la reconstitution de l'accident réalisée *a posteriori*, la quantité d'eau dans la cuve du réacteur a décru pendant la phase 4 par ébullition et vaporisation de l'eau sous l'effet de la puissance résiduelle ; 200 minutes après le début de l'accident, le niveau d'eau dans le cœur n'est plus que de l'ordre de 2 m.

Entre 180 et 200 minutes, le débit d'eau de refroidissement est faible. Le lit de débris n'est pas refroidi à cœur du fait de sa masse, de sa faible perméabilité, de la puissance résiduelle dégagée en son sein et de la présence de la croûte inférieure qui entrave la circulation du fluide de refroidissement. Le lit de débris s'échauffe donc au voisinage du bain de corium et ce dernier se propage vers le haut du cœur par fusion progressive des débris.

➤ **Phase 5 de l'accident : renoyage total du cœur - poursuite du développement du bain de corium (entre 200 et 224 minutes)**

200 minutes après le début de l'accident, les opérateurs remettent en route le système d'injection de sécurité à haute pression pendant 17 minutes. L'analyse *a posteriori* des données recueillies sur les températures et les pressions dans le circuit primaire indique que la cuve était remplie d'eau 7 minutes après le redémarrage de ce système.

Il est estimé qu'au cours du remplissage par l'eau de la cuve, l'eau a pu pénétrer dans le lit de débris supérieur, le refroidir et le remouiller. Cependant, le bain de corium a continué de s'échauffer. La remise en service de l'injection de sécurité à haute pression, entre 200 et 217 minutes après le début de l'accident, est intervenue alors que la taille du bain de corium était déjà trop grande pour permettre son refroidissement. On estime qu'à 224 minutes, la quasi-totalité des débris compactés dans le creuset constitué par la croûte inférieure étaient fondus (figure 4).

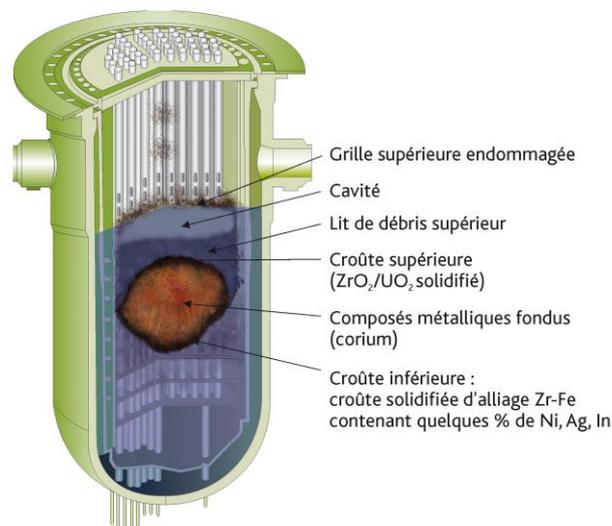


Figure 4. État supposé du cœur à la fin de la phase 5 de l'accident.

➤ **Phase 6 de l'accident : mouvement de matériaux du cœur vers le plénum inférieur de la cuve (entre 224 et 226 minutes)**

224 minutes après le début de l'accident, alors que les opérateurs sont mobilisés par le refroidissement du cœur 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 l'examen du plénum inférieur de la cuve, que l'on pourra reconstituer les événements qui se sont produits à cet instant.

En fait, la croûte a fini par se rompre latéralement 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 (figure 5).

Le mécanisme de rupture de la croûte n'est pas connu avec certitude. Certains auteurs ont mis en avant la compression du bain de corium sous le poids du lit de débris supérieur, d'autres le chargement mécanique de la croûte dû à une dépressurisation partielle du circuit primaire qui se serait produite entre 220 et 224 minutes après l'arrêt de l'injection de sécurité à haute pression.

La coulée de matériaux fondus au fond de la cuve, alors que celle-ci était pratiquement pleine d'eau, aurait théoriquement pu conduire à une violente explosion de vapeur (§ 5.2.3). Il est important de noter que rien dans les enregistrements de données ou dans l'état du cœur constaté après l'accident, ne suggère qu'un phénomène mécanique brutal et rapide ait pu se produire lors de la coulée des 20 tonnes de matériaux fondus dans le *plenum* inférieur. Une explication possible est que la durée relativement importante de la coulée de matériaux fondus (de l'ordre de la minute) n'a pas favorisé leur mélange avec le réfrigérant.

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 possible, déjà mentionnée au paragraphe 5.1.3.1, est l'existence d'un jeu entre le corium fondu et la paroi de la cuve qui aurait permis une circulation d'eau ou de vapeur et une réduction des échanges de chaleur entre les matériaux fondus et le fond de la cuve.

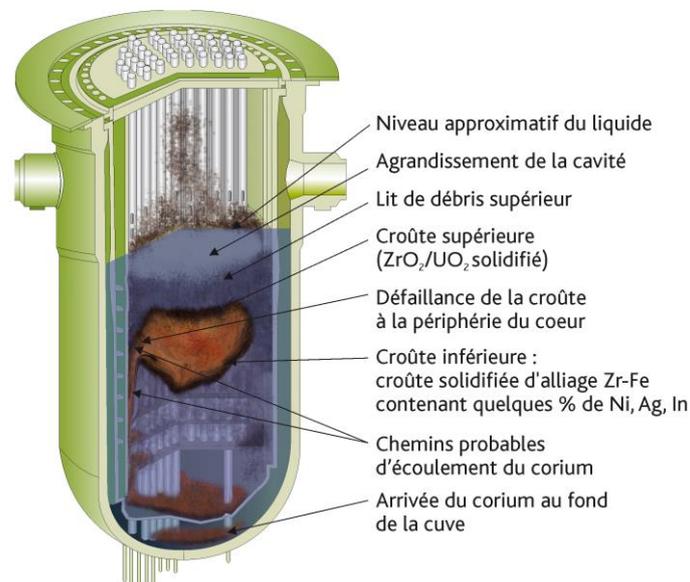


Figure 5. État supposé du cœur après la coulée des matériaux fondus (phase 6 de l'accident).

➤ **Fin de l'accident : rétablissement d'un refroidissement stable (16 h après le début de l'accident)**

Pendant les phases 3 et 5 de l'accident, des tentatives de remise en route du refroidissement primaire ont été faites par les opérateurs. Celles-ci ont été gênées par la grande quantité d'hydrogène incondensable,

provenant de l'oxydation des gaines en zircaloy ou d'autres matériaux du cœur, qui se trouvait dans le circuit primaire. Néanmoins, ces actions ont permis de refroidir le cœur dégradé, l'hydrogène étant évacué par ouverture du circuit de décharge du pressuriseur ; l'hydrogène et des produits radioactifs se sont répandus de ce fait dans l'enceinte de confinement.

De l'hydrogène s'est alors accumulé dans l'enceinte de confinement ; 9 h 30 environ après le début de l'accident, une combustion d'hydrogène s'est produite. Il a été montré que la concentration molaire d'hydrogène dans l'enceinte était à ce moment-là légèrement inférieure à 8 %, avec une faible quantité de vapeur d'eau (de l'ordre de 3,5 %). Cette combustion a entraîné un pic de pression de 2 bars dans l'enceinte (dimensionnée pour résister à une pression de 5 bars). L'enceinte n'a subi aucun dommage, mais lorsqu'on y entrera quelques mois plus tard, il sera constaté que certaines parties des structures internes avaient été endommagées par le feu et la pression.

11 h 08 minutes après le début de l'accident, la vanne d'isolement du circuit de décharge du pressuriseur est définitivement refermée mettant fin aux transferts de contamination dans 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 du fluide primaire puisse reprendre. Les pompes primaires sont redémarrées à partir de 15 h 49 après le début de l'accident. Un refroidissement normal et stabilisé est ainsi obtenu environ 16 h après le début de l'accident. Un jour après le début de l'accident, les pompes primaires seront 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.

L'état final du cœur est représenté sur la figure 6.

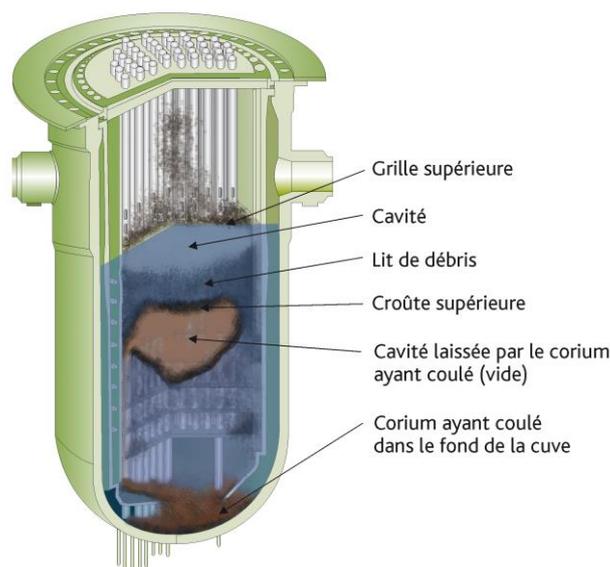


Figure 6. État final du cœur.

Annexe 3 : analyse des causes de l'accident

L'erreur de représentation commise par les opérateurs - qui n'ont pas compris l'origine des difficultés constatées et se sont obstinés dans une représentation erronée du déroulement des événements - a mis en exergue l'importance des facteurs humains dans la sûreté des installations nucléaires.

En fait, les opérateurs ont appliqué les consignes en vigueur, mais sur la base d'informations qui étaient erronées ou incomplètes :

- concernant la position de la vanne de décharge du pressuriseur, les opérateurs ont vu l'indication « vanne fermée » ; mais cette information était fautive puisqu'associée à l'ordre de fermeture donné à la vanne et non à sa position réelle ; c'est là un point crucial de l'accident ;
- si les opérateurs ont concentré leur attention sur le niveau d'eau dans le pressuriseur, en application des consignes en vigueur, ils n'avaient ni formation ni procédure pour faire face à une brèche située dans la partie supérieure du pressuriseur ;
- devant la montée rapide de l'indication du niveau d'eau dans le pressuriseur, croyant la vanne de décharge fermée, les opérateurs ont arrêté manuellement l'injection de sécurité. La représentation mentale de la situation qu'avaient les opérateurs était fautive et ils manquaient d'informations directes sur l'état du cœur du réacteur.

L'accumulation des défaillances et insuffisances techniques suivantes a en définitive joué un rôle important dans le déroulement de l'accident :

- indications insuffisantes dans la salle de conduite (par exemple, position de la vanne de décharge du pressuriseur, niveau d'eau dans le réservoir de décharge du pressuriseur qui aurait pu indiquer lors de l'accident que le réservoir se remplissait) ;
- manque de hiérarchisation des signaux d'alarme dans la salle de commande ; plusieurs alarmes se sont déclenchées simultanément, ce qui a contribué à déstabiliser les opérateurs et ne leur a pas permis de conduire une analyse correcte de la situation ;
- mauvaise position de vannes du circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur ;
- par conception, la mise en œuvre de l'injection de sécurité n'entraînait pas automatiquement l'isolement de l'enceinte de confinement ;
- circuits non étanches et mauvaise efficacité des pièges à iode dans le bâtiment auxiliaire où se sont déversés des liquides contaminés provenant des puisards de l'enceinte de confinement.