

L'ACCIDENT DE THREE MILE ISLAND (TMI-2)

1. INTRODUCTION

L'accident nucléaire survenu le 28 mars 1979 dans l'un des deux réacteurs de la centrale américaine de Three Mile Island (TMI-2), près de Harrisburg en Pennsylvanie (USA), fait partie avec Tchernobyl et Fukushima des trois accidents majeurs ayant touché des réacteurs électronucléaires de puissance. Il a été classé au **niveau 5** de l'échelle INES. Sa particularité est d'avoir concerné la filière des réacteurs qui a été généralisée en France, les réacteurs à eau pressurisé (REP – ou PWR en anglais). Le compte rendu précis de cet accident était donc susceptible d'apporter à cette époque des enseignements précieux sur la sûreté de ce type de réacteur.

Cet accident fut donc particulièrement analysé en France par plusieurs organismes :

- au CEA, par l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) (devenu depuis l'IRSN : Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) et dirigé alors par P. Tanguy ;
- au Ministère de l'Industrie par le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN) devenu depuis l'ASN (Autorité de Sécurité Nucléaire) ;
- par l'Académie des sciences ;
- et bien évidemment, par l'exploitant nucléaire français : EDF.

2. PRÉSENTATION DU RÉACTEUR

TMI-2 est la deuxième tranche d'une puissance de 820 MWe de la centrale de Three Mile Island, réalisée sur une île de la Susquehanna River, à 15 km d'Harrisburg (90 000 habitants), la capitale de l'état de Pennsylvanie, au milieu d'une zone urbanisée de 500 000 personnes. L'accident survient un an environ après sa connexion au réseau en avril 1978 et quelques mois après sa mise en service commercial le 30 décembre 1978.

Dans le détail, il existait une petite différence entre le réacteur accidenté de conception Babcock et Wilcox et les réacteurs construits en France sous licence Westinghouse. Les circuits de refroidissements du primaire sont pour ces derniers au nombre de trois, au lieu de deux pour TMI-2, et les tubes des générateurs de vapeur sont en forme de U au lieu d'être rectilignes, ce qui peut permettre de retarder d'une dizaine de minutes un éventuel assèchement. Ces détails n'ont pas eu d'influence déterminante sur le déroulement de la séquence accidentelle.

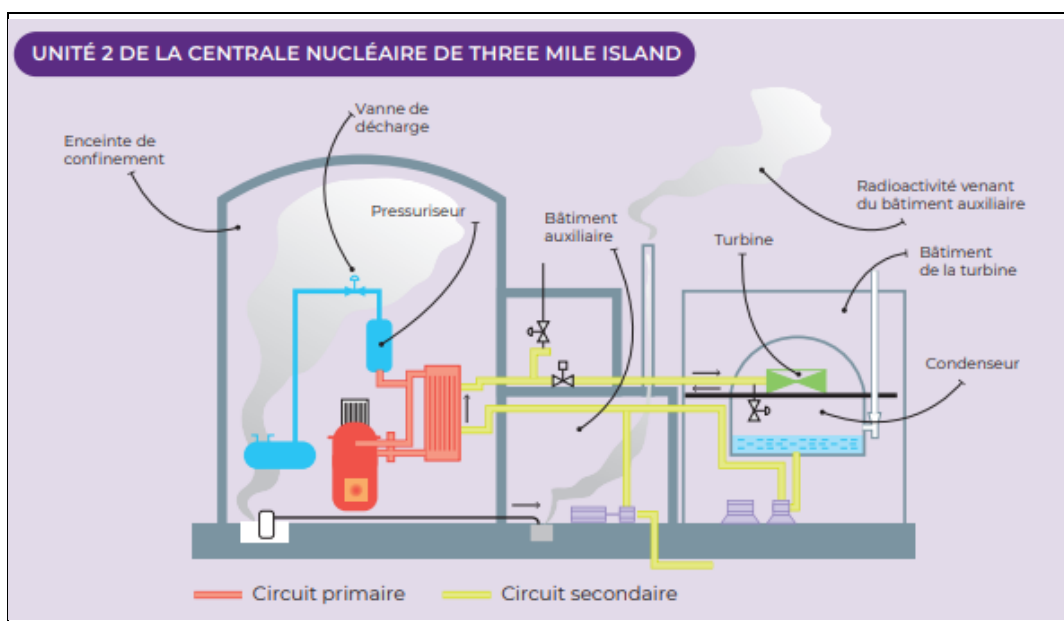


Figure 1 : Schéma du réacteur TMI-2

Source ASN

3. LES CIRCONSTANCES DE L'ACCIDENT

Mercredi 28 mars 1979, 04h00

L'accident débute par un simple incident d'exploitation, la défaillance des pompes principales d'alimentation en eau du système de refroidissement des générateurs de vapeur. Les automatismes de sûreté prévus – arrêt d'urgence par insertion des barres de commande dans le cœur et mise en service des pompes de secours d'alimentation en eau du réacteur – fonctionnent parfaitement.

Succession de défaillances et de négligences

C'est alors que survient une deuxième défaillance : malgré la mise en service des pompes du système d'alimentation de secours, l'eau n'alimente pas les générateurs de vapeur car les vannes situées entre ces derniers et les pompes sont fermées au lieu d'être ouvertes, en raison d'un oubli de l'opérateur. Ces vannes seront rouvertes manuellement, huit minutes plus tard.

Pendant ce laps de temps, le circuit primaire, insuffisamment refroidi, voit augmenter la pression de ce circuit jusqu'à déclencher l'ouverture de la vanne de décharge du pressuriseur, dont le rôle est d'évacuer l'excès de vapeur vers un réservoir et donc de diminuer la pression dans le circuit primaire. Lorsque le refroidissement par les générateurs de vapeur est rétabli et que la pression du circuit primaire atteint le seuil de fermeture de la vanne de décharge du pressuriseur, une **troisième défaillance se produit** : la vanne de décharge du pressuriseur reçoit l'ordre de se fermer, mais reste coincée en position ouverte, d'où la perte de fluide primaire par cette vanne.

Les opérateurs qui vérifient l'indicateur de position de la vanne de décharge du pressuriseur, voient « vanne fermée ». **Cette information est fautive**. En effet, l'indicateur transmis en salle de commande est l'ordre reçu par la vanne et non sa position réelle. Sous l'effet de la perte de fluide primaire, l'injection de sécurité démarre. Les opérateurs chargés de la conduite de la centrale concentrent leur attention sur le niveau d'eau dans le pressuriseur, afin d'éviter son remplissage.

Devant la montée rapide du niveau d'eau dans le pressuriseur, et croyant la vanne de décharge fermée, les opérateurs arrêtent manuellement l'injection de sécurité. La représentation mentale de la situation qu'ont les opérateurs est fautive, ils manquent d'informations directes sur l'état du cœur du réacteur.

À ce moment, il reste à évacuer la puissance résiduelle, soit 4 % de la puissance thermique, 30 secondes après l'arrêt, puis 1 % (soit 30 MW) 2 heures après l'arrêt. La chaleur liée à cette puissance résiduelle doit s'évacuer normalement par les générateurs de vapeur, la circulation du fluide primaire étant assurée par les pompes ou naturellement par thermosiphon.

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

Compte tenu de la vidange du circuit primaire, le refroidissement du combustible n'est plus assuré. Ceci conduit à sa dégradation, avec un fort relâchement de produits de fission du combustible dans le fluide primaire.

Deux heures et 14 minutes après le début de l'accident, l'alarme de radioactivité élevée dans l'enceinte de confinement se déclenche. Les opérateurs ne peuvent dès lors plus ignorer que la situation est sérieuse. La vanne d'isolement du circuit de décharge est alors fermée, ce qui met fin à la vidange du circuit primaire. À ce stade de l'incident, de nouvelles alarmes de radioactivité se déclenchent, dont certaines hors du bâtiment du réacteur.

4 heures après le début de l'accident le cœur peut être considéré comme correctement refroidi, mais le tiers du combustible a fondu, l'activité du circuit primaire est très importante (800.000 Ci/m^3 [40 PBq/m^3] contre 1 Ci/m^3 en fonctionnement normal),

2.400 m^3 sont au fond de l'enceinte étanche, qui a conservé son intégrité en jouant parfaitement son rôle de troisième barrière. Des produits radioactifs gazeux sont toutefois passés dans les bâtiments auxiliaires avant que le circuit primaire ne soit isolé et une fraction de ceux-ci est rejetée à l'extérieur par les circuits de ventilation (voir figure 2).

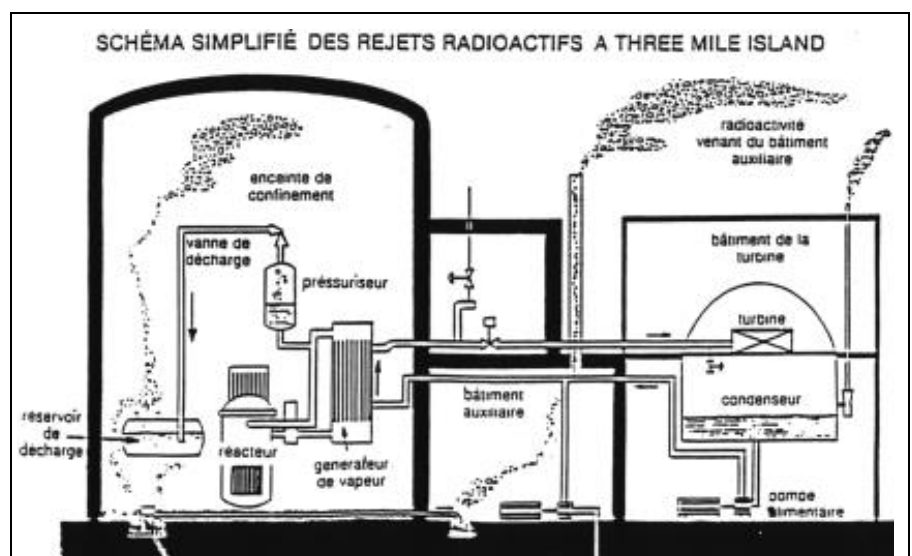


Figure 2 : Dispositif de rejet des gaz radioactifs à TMI

Neuf heures et cinquante minutes après le début de l'accident, une explosion localisée d'environ 320 kg d'hydrogène provoque un pic de pression de 2 bars environ dans le bâtiment du réacteur, sans provoquer de dégâts particuliers. Il faudra les douze heures suivantes pour évacuer du circuit primaire l'essentiel de l'hydrogène créé par l'oxydation du Zircaloy et des gaz de fission incondensables relâchés hors du combustible lors de l'accident.

Mercredi 28 mars 1979, 20h00 L'accident proprement dit est terminé.

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

Des conséquences minimales sur l'environnement

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

4. LA GESTION DE LA CRISE

La situation d'urgence est déclarée 3h 20 après le début de l'accident.

La présence d'une bulle d'hydrogène au sommet de la cuve a fait craindre un risque d'explosion, d'où une certaine confusion entre l'exploitant, la NRC [Autorité de Sécurité Américaine] et les autorités politiques, avant que la NRC, cinq jours plus tard, admette qu'il ne pouvait y avoir explosion (milieu réducteur et absence d'oxygène). Cette situation de panique a été aggravée par des transferts d'effluents radioactifs pour libérer des réservoirs de stockage, ce qui a donné lieu à des rejets à la cheminée, certes faibles, mais la cacophonie des informations a engendré la frayeur des populations et entraîné une évacuation non fondée. Au total, c'est près de 200 000 personnes qui ont abandonné provisoirement leur domicile. Les médias en ont largement rendu compte à l'époque, au plan national et international.

« Sitôt l'accident connu, la centrale a été sous le feu des médias et a subi sans préparation une invasion de journalistes sans précédent dans cette industrie. Des échanges téléphoniques entre la NRC et la centrale ont été rendus publics alors même que les experts de part et d'autre « pataugeaient » encore. Les informations contradictoires émanant de la presse, du bureau du Gouverneur et de la NRC ont stressé le public. On a appris alors qu'il ne suffisait pas de gérer l'accident « techniquement », mais qu'il fallait être prêt à en gérer la communication » [Réf. 3].

Ce retour d'expérience a entraîné en France la réalisation régulière d'exercices de crise mettant en jeu tous les acteurs : exploitants, autorité de sûreté, autorités de sécurité et de protection civile, autorités politiques, et médias, afin que des décisions, parfois lourdes de conséquences (évacuation, par exemple) puissent être prises dans des conditions optimales de pertinence, et de pouvoir donner au public une information fiable et compréhensible dans laquelle il puisse avoir confiance.

5. LE BILAN

Les rejets essentiellement atmosphériques ont été très faibles, les exploitants de la centrale comme les populations ont été peu exposés. Compte tenu des niveaux d'exposition des populations et des exploitants, la Commission d'enquête [Réf. 2] a chiffré les risques de mortalité par cancer. Ces estimations sont représentées par une loi de Poisson :

- Il y a 53 % de chance pour qu'il n'y ait aucun cas de surmortalité ;
- Il y a 35 % de risque qu'il y ait 1 mort par cancer ;
- Il y a 12 % de risque pour qu'il y ait 2 morts ;
- Il y a une quasi-certitude pour que la surmortalité ne puisse excéder 5 cas.

Or, sur les 2 millions de personnes vivant dans les 50 miles (80 km) autour de TMI, on sait que statistiquement 325 000 mourront d'un cancer, indépendamment de l'accident nucléaire : il ne sera donc jamais possible de mettre en évidence ces quelques cas, s'ils devaient exister.

Par contre, les conséquences du stress des populations, avec les accidents (notamment de la route) générés par l'évacuation, représentent certainement le détriment sanitaire majeur.

6. LA SITUATION 30 ANS APRÈS

TMI-2 a été décontaminé, le combustible évacué, le circuit primaire nettoyé, les effluents liquides traités par évaporation. Depuis 1993, le réacteur est placé en situation de stockage radioactif surveillé, et le démantèlement pourrait intervenir dans la décennie à venir.

Sur le site, le second réacteur (TMI-1) a redémarré en 1985 et fonctionne encore à ce jour dans de très bonnes conditions.

7. LE RETOUR D'EXPÉRIENCE (REX)

Analyse synthétique des causes de l'accident et des contre-mesures prises :

- L'opérateur n'a pas reçu l'information que la vanne du pressuriseur était restée ouverte.
- L'opérateur ne savait pas qu'en conditions anormales, l'indication du niveau d'eau du pressuriseur pouvait être erronée, indication qui se trouvait par ailleurs dans un local annexe à la salle de contrôle, d'où une action fatale : l'arrêt de l'injection d'eau dans le circuit primaire.

Les causes secondaires qui ont aggravé la situation :

- La position anormalement fermée des vannes d'injection d'eau au secondaire des générateurs de vapeur, ce qui a freiné l'évacuation de la chaleur résiduelle.
- L'arrêt des pompes de circulation du primaire pour refroidir par thermosiphon, phénomène qui s'est avéré inopérant.

7.1. ENSEIGNEMENTS PRINCIPAUX AU NIVEAU MONDIAL

Le retour d'expérience pour les réacteurs PWR qui sont prépondérants dans le parc mondial (près de 60 % des réacteurs de puissance) a été considérable, mais il a aussi apporté des enseignements précieux pour la sûreté des autres réacteurs, en particulier les autres réacteurs à eau, tels les réacteurs à eau bouillante (BWR) qui représentent 21 % du parc mondial des réacteurs.

On peut citer :

- Le constat d'exécution d'un ordre envoyé doit parvenir à l'opérateur.
- La formation du personnel à des conditions exceptionnelles hors dimensionnement.
- L'ergonomie de la salle de commande, avec une synthèse de certaines alarmes afin que l'exploitant ne soit pas noyé sous une avalanche d'alarmes.
- La nécessité de pouvoir décompresser l'enclaustré en cas de forte surpression, à travers des filtres à sable pour limiter les rejets d'iode et de césium, dispositifs qui équipent aujourd'hui les 58 réacteurs français (voir figure 3).
- La présence de recombineurs d'hydrogène (qui équipent actuellement toutes les centrales françaises).
- L'importance de travailler en qualité, afin d'éviter que des vannes devant être ouvertes ne puissent se trouver en mauvaise position à la suite d'une opération de maintenance.
- Enfin, la gestion de crise pour éviter des réactions de paniques des populations, y compris l'existence de correspondants avec les médias.

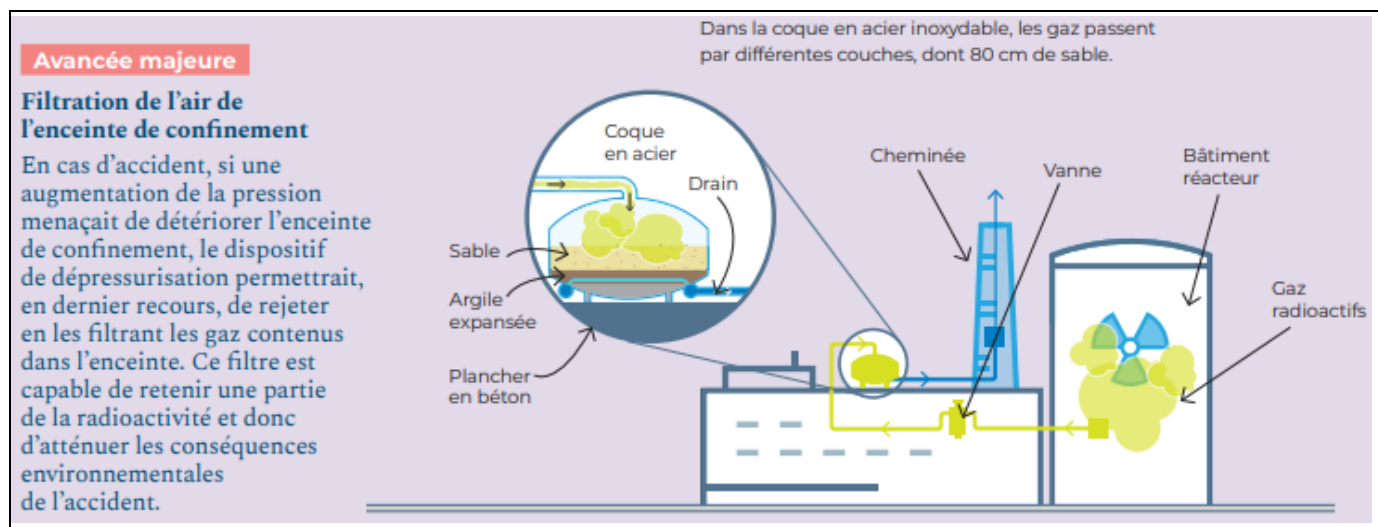


Figure 3 : Dispositif de filtration de l'air des enceintes de confinement en cas d'accident

7.2. L'IMPACT SUR LES CENTRALES FRANÇAISES

180 thèmes d'études regroupés en 46 actions ont constitué le plan d'action post TMI présenté par EDF à l'Autorité de sûreté, dont 11 thèmes principaux ; parmi ces thèmes on peut citer celui concernant la salle de commande avec l'information sur l'état physique des vannes, le regroupement de toutes les commandes liées au fonctionnement, l'adjonction d'un panneau de sécurité qui regroupe d'une manière synthétique les paramètres importants en situation accidentelle.

Modifications d'ordre technique

Entre 1994 et 2008, l'ASN a sollicité l'avis de l'IRSN et du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires et a retenu les principales modifications suivantes :

- fiabilisation de l'ouverture commandée des soupapes de décharge du pressuriseur sur les réacteurs de 900 MWe : l'objectif de cette modification étant de limiter les risques de percement de la cuve en pression, notamment en cas de fusion du cœur consécutive à une perte totale des alimentations électriques
- mise en place de recombineurs auto-catalytiques passifs d'hydrogène sur tous les réacteurs (mise en place achevée en 2007)
- amélioration du système de fermeture du tampon d'accès du matériel (TAM) pour les réacteurs de 900 MWe dans le but d'assurer l'étanchéité du TAM, point faible du confinement, jusqu'à une pression de l'ordre de 8 bars
- filtration de l'air de l'enceinte de confinement afin de permettre, en cas d'accident, de filtrer avant rejet les gaz contenus dans l'enceinte.
- mise en place, sur les réacteurs de 900 MWe, de capteurs de détection d'hydrogène et de percée de la cuve par le corium afin de disposer, en cas d'accident grave, d'informations quant à la progression de la situation.

Aspect facteur humain et organisationnel

Pour prévenir l'erreur humaine, il est créé un Ingénieur de sûreté et de radioprotection (ISR) afin de disposer d'une redondance humaine en permanence dans chaque centrale française. Il est appelé en salle de contrôle en cas de transitoire important ou en cas d'évènement anormal.

Tant que la conduite reste dans le cadre des procédures dites événementielles, elle reste sous la responsabilité du chef de quart assisté de l'ISR. Lorsque les circonstances imposent une sortie du cadre des procédures de routine, la mesure des paramètres physiques et leur évolution doit permettre aux opérateurs, en fonction de ces états thermodynamiques, de prendre les mesures nécessaires pour évacuer la puissance résiduelle ; l'ISR prend alors la responsabilité des actions menées.

Mise en place et généralisation des plans d'urgence en France

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

Des plans d'urgence ont été développés sur ces bases. La nécessité d'un entraînement régulier a été également mise en évidence. C'est au début des années 1980 que les plans d'urgence ont été mis en place en France. Des plans d'urgence interne (PUI) ont été développés par les exploitants d'installations nucléaires dans le but de maîtriser autant que possible un accident et d'en limiter ses conséquences, porter secours aux blessés sur le site et informer les pouvoirs publics et les médias.

Les pouvoirs publics ont établi des plans particuliers d'intervention (PPI) répondant à l'objectif général de protection des populations en cas d'accident grave pouvant se produire dans ces installations. Dès 1980, un premier exercice de crise a été organisé à la centrale nucléaire de Fessenheim (Haut-Rhin).

8. CONCLUSION

Le maintien de l'intégrité du fond de cuve a constitué une ligne de défense essentielle dans l'accident de TMI-2 mais une rupture aurait pu se produire dans des conditions de température et de pression plus élevées. L'injection d'eau de refroidissement joue un rôle essentiel pour limiter ces paramètres.

Des fonds refroidis aptes à recevoir le corium ont été conçus pour les réacteurs EPR de 3ème génération. La cuve est une excellente barrière de confinement, même en présence de corium.

L'enceinte de confinement a parfaitement joué son rôle. Néanmoins, pour encore améliorer cet élément déterminant en termes de sûreté, à partir de la construction des réacteurs du palier P4 (1300 MW), les réacteurs ont été dotés d'une deuxième enceinte, en béton armé, pour découpler les agressions internes et externes. L'espace inter-enceinte est ventilé.

Des enseignements ont été tirés de l'accident de TMI pour le fonctionnement des réacteurs. La prise en compte de ces leçons a permis ainsi de réduire d'un facteur 10 la probabilité calculée de fusion de cœur pour les réacteurs REP de deuxième génération. L'opinion publique internationale a pris conscience que les accidents nucléaires constituaient un risque réel pouvant se concrétiser à tout moment. L'accident a marqué l'élargissement du débat sur la sûreté nucléaire du domaine des scientifiques et des industriels à celui des citoyens et des politiques.

9. RÉFÉRENCES

- [1] La sûreté nucléaire en France et dans le monde.
J. Bourgeois, P. Tanguy, F. Cogné et J. Petit, Polytechnica, 1996.
- [2] Le rapport de la commission d'enquête diligentée par le Président des Etats-Unis
Report of the President's Commission on the accident at Three Mile Island, The Need For Change, The Legacy Of TMI; Chairman: John. G. Kemeny (Darmouth College) Octobre 1979 Washington.DC.
- [3] L'accident de Three Mile Island : un accident riche d'enseignements ! B. Barré, SFEN/GR21, Février 2009.
- [4] Accidents nucléaires et évolutions de la sûreté et de la radioprotection. Comment la sûreté nucléaire et la radioprotection ont évolué après les accidents survenus en France et dans le monde. Les cahiers historiques de l'ASN - Novembre 2023.