

# ARCHIVES HISTORIQUES DE LA COMMISSION

COLLECTION RELIEE DES  
DOCUMENTS "COM"

COM (79)238

Vol. 1979/0096

### ***Disclaimer***

Conformément au règlement (CEE, Euratom) n° 354/83 du Conseil du 1er février 1983 concernant l'ouverture au public des archives historiques de la Communauté économique européenne et de la Communauté européenne de l'énergie atomique (JO L 43 du 15.2.1983, p. 1), tel que modifié par le règlement (CE, Euratom) n° 1700/2003 du 22 septembre 2003 (JO L 243 du 27.9.2003, p. 1), ce dossier est ouvert au public. Le cas échéant, les documents classifiés présents dans ce dossier ont été déclassifiés conformément à l'article 5 dudit règlement.

In accordance with Council Regulation (EEC, Euratom) No 354/83 of 1 February 1983 concerning the opening to the public of the historical archives of the European Economic Community and the European Atomic Energy Community (OJ L 43, 15.2.1983, p. 1), as amended by Regulation (EC, Euratom) No 1700/2003 of 22 September 2003 (OJ L 243, 27.9.2003, p. 1), this file is open to the public. Where necessary, classified documents in this file have been declassified in conformity with Article 5 of the aforementioned regulation.

In Übereinstimmung mit der Verordnung (EWG, Euratom) Nr. 354/83 des Rates vom 1. Februar 1983 über die Freigabe der historischen Archive der Europäischen Wirtschaftsgemeinschaft und der Europäischen Atomgemeinschaft (ABl. L 43 vom 15.2.1983, S. 1), geändert durch die Verordnung (EG, Euratom) Nr. 1700/2003 vom 22. September 2003 (ABl. L 243 vom 27.9.2003, S. 1), ist diese Datei der Öffentlichkeit zugänglich. Soweit erforderlich, wurden die Verschlussachen in dieser Datei in Übereinstimmung mit Artikel 5 der genannten Verordnung freigegeben.

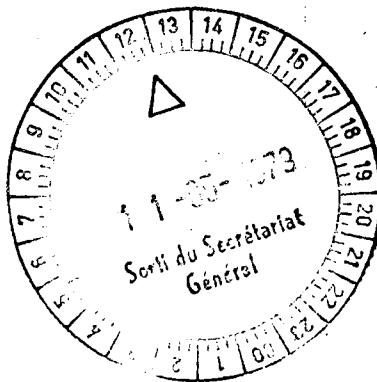
# COMMISSION DES COMMUNAUTES EUROPEENNES

COM(79) 238 final

Bruxelles, le 4 mai 1979

## RAPPORT SUR L'ACCIDENT SURVENU A LA CENTRALE NUCLEAIRE DE "THREE MILE ISLAND"

---



COM(79) 238 final

## INTRODUCTION

Suite à l'accident à la centrale nucléaire de "Three Mile Island" aux Etats-Unis, la Commission des Communautés européennes a décidé - dans un premier temps - d'envoyer deux fonctionnaires aux Etats-Unis pour y recueillir sur place des informations.

Plusieurs pays membres de la Communauté ainsi que d'autres pays avaient également jugé nécessaire d'avoir des représentants sur place. Ainsi, étaient représentés : la Belgique, la France, l'Italie, les Pays-Bas, la république fédérale d'Allemagne et le Royaume-Uni.

La "Nuclear Regulatory Commission", organisation fédérale responsable en matière de sûreté dans le domaine nucléaire, a tenu à rendre public aussi rapidement que possible les renseignements sur le déroulement de l'accident. En particulier, l'office des programmes internationaux s'est efforcé de mettre à la disposition des visiteurs étrangers les informations préliminaires au fur et à mesure qu'elles lui parvenaient.

L'organisation de réunions d'information avec des spécialistes de la NRC sur des aspects particuliers de l'accident a permis d'avoir des échanges de vues et de clarifier un certain nombre de points.

Le 5 avril 1979, LA NRC a organisé une visite sur le lieu même. M. Harold DENTON, responsable principal de la NRC sur place, a donné à cette occasion, à Middletown, la localité la plus proche de la centrale, un exposé sur la situation de la centrale à ce moment.

Le rapport sur l'accident et les événements associés, est basé sur les informations préliminaires tant orales qu'écrites fournies par la NRC et sur les informations contenues dans les rapports "NUREG" publiés par la NRC sur la centrale en question. Ces rapports ont pu être consultés au "Public Document Room" à Washington DC.

.../...

En raison de la nature préliminaire des informations, le contenu de ce rapport doit également être considéré comme préliminaire. En particulier les conclusions devront être revues à la lumière des résultats de l'examen détaillé des données de l'accident.

Indépendamment de l'analyse des données de cet accident par la NRC elle-même, une commission de 11 personnes a été installée par le président Carter. Cette commission présentera un rapport dans les six mois.

## LA CENTRALE ELECTRONUCLEAIRE DE THREE MILE ISLAND

### Description générale de l'installation

La centrale électrique de Three Mile Island se situe dans la partie sud-est de l'Etat de Pennsylvanie. La centrale est implantée sur une île allongée du fleuve Susquehanna, du côté rive est. L'agglomération la plus proche est Middletown, à une distance d'environ 3 miles (5 km). Harrisburg se trouve à un peu plus de 10 miles (16 km).

La centrale appartient à Metropolitan Edison Company, Jersey Central Power and Light Company et Pennsylvanie Electric Company, trois filiales de General Public Utilities Corporation.

La centrale électrique de Three Mile Island comprend deux tranches équipées de réacteurs à eau pressurisée de conception Babcock and Wilcox. La puissance nette de la première tranche est de 792 MWe et celle de la seconde de 880 MWe.

L'accident a affecté la tranche 2 le 28 mars 1979, alors que la tranche 1 était à l'arrêt pour révision annuelle.

La construction de la tranche TMI 2 a été entreprise il y a plus de dix ans. Le réacteur est devenu critique le 28 mars 1978 et la tranche a été couplée au réseau électrique le 30 décembre 1978.

.../...

# DESCRIPTION DE L'ACCIDENT

Le 28 mars 1979 vers 4 h du matin, le système secondaire (non nucléaire) de refroidissement de la centrale de Three Mile Island a mal fonctionné. Normalement, ce système fait circuler de l'eau dans les générateurs de vapeur, où elle se transforme en vapeur qui alimente un turbo-alternateur. La vapeur est alors condensée et l'eau est pompée au moyen d'une "pompe de condensat" au travers d'un système de purification. Au moyen d'une pompe d'alimentation l'eau est renvoyée au générateur de vapeur et la circulation continue ainsi.

Un mauvais fonctionnement dans le principal circuit d'alimentation a provoqué l'arrêt des pompes d'alimentation, ce qui, à son tour, a provoqué l'arrêt du turbo-alternateur et de la production d'électricité. Etant donné que la circulation d'eau d'alimentation et l'évacuation de chaleur au niveau des générateurs de vapeur ont été arrêtées, la pression dans le système de réfrigération du réacteur a augmenté et la vanne de détente du pressuriseur s'est ouverte pour réduire la pression. L'arrêt du réacteur a été automatiquement déclenché par l'insertion rapide des barres de contrôle et la réaction en chaîne a été interrompue, laissant essentiellement un dégagement de chaleur résiduelle, ou de désintégration. Tous ces événements se sont produits dans l'espace des 30 premières secondes suivant l'événement initial.

Jusque-là, la séquence décrite est normale et la réponse de l'installation a été ce que l'on pouvait prévoir dans les conditions données; le système auxiliaire d'alimentation en eau devait se mettre en route et fournir le réfrigérant secondaire aux deux générateurs de vapeur pour extraire la chaleur et la vanne de détente du pressuriseur devait se fermer lorsque la pression diminuait dans le réacteur.

Les trois pompes auxiliaires d'eau d'alimentation se sont mises en marche, mais elles n'ont pas pu fournir de débit, car la circulation dans les conduites étaient bloquée par des vannes fermées. Le débit d'eau d'alimentation auxiliaire s'est établi suite à l'ouverture des vannes, environ huit minutes plus tard. En outre, la vanne de détente du pressuriseur ne s'est pas fermée, de sorte que la pression dans le système de réfrigération du réacteur a pu continuer à diminuer.

Lorsque la pression a atteint dans le réacteur une valeur préétablie ( $122 \text{ kg/cm}^2$ ), le système de refroidissement d'urgence du coeur (ECCS) s'est normalement déclenché et a commencé à injecter de l'eau froide dans le réacteur. A ce point, une indication de montée rapide du niveau dans le pressuriseur a apparemment conduit les opérateurs à arrêter le refroidissement d'urgence. L'incident de Three Mile Island avait duré 11 ou 12 minutes.

A un moment qui se situe entre une et deux heures après le début du régime transitoire, les opérateurs ont arrêté les quatre grandes pompes qui font circuler le réfrigérant du réacteur. C'est à la suite de cette opération que l'avarie grave du combustible nucléaire a commencé. Pendant les sept heures qui ont suivi, il y a eu dans le coeur du réacteur une différence de température très importante, indiquant une circulation réduite de réfrigérant à travers le coeur.

On pense que la haute température régnant dans le coeur du réacteur a fait gonfler et éclater un certain nombre de gaines de combustible, d'où libération de produits de fission dans le réfrigérant primaire. C'est aussi dans cette période que la réaction zirconium-eau, qui donne de l'hydrogène, a dû se produire. L'hydrogène s'est accumulé au sommet de la cuve du réacteur et la bulle de gaz a causé des problèmes de circulation du réfrigérant primaire.

Pendant ces sept heures où se produisait l'avarie du combustible, le réfrigérant primaire s'écoulait par la vanne de détente du pressuriseur et par le réservoir de purge pour s'accumuler sur le sol de l'enceinte de sécurité. Une partie de ce réfrigérant a été automatiquement pompée du sol de l'enceinte de sécurité dans des réservoirs situés dans le bâtiment auxiliaire. Ces réservoirs ont débordé, d'où libération de radioactivité à partir du bâtiment auxiliaire. Cette libération a duré environ 40 minutes. L'enceinte de sécurité a été isolée vers 9 h du matin.

.../...

Tout au long de l'après-midi et au début de la soirée du 28 mars 1979, l'exploitant a isolé la vanne de détente bloquée en position ouverte et a tenté de dépressuriser suffisamment le système de réfrigérant du réacteur pour pouvoir mettre en marche le système d'extraction de la chaleur résiduelle. Cette tentative ayant échoué, on a décidé de repressuriser le système.

Après repressurisation (vers 8 h du soir), l'une des principales pompes de réfrigérant du réacteur dans la boucle A, a été remise en marche et la circulation s'est rétablie au travers du coeur du réacteur. La chaleur du réacteur a été extraite au moyen du générateur de vapeur et du condenseur. Le système primaire a été maintenu à une pression d'approximativement  $70 \text{ kg/cm}^2$  et une température de  $138^\circ\text{C}$ .

A partir de ce moment, le refroidissement du réacteur a été essentiellement assuré de cette manière, tandis que l'hydrogène était évacué du système de refroidissement primaire par dégazage. Pour ce faire, on a fait progressivement passer l'hydrogène dans le pressuriseur et on l'a déchargé de façon contrôlée dans l'enceinte de sécurité. Les autres efforts ont essentiellement consisté à maintenir ces conditions, tandis que l'on menait une série d'analyses et que l'on effectuait des mesures pour vérifier un certain nombre de paramètres. Ces efforts visaient à préparer les étapes suivantes du processus de refroidissement.

LIBERATION D'ACTIVITE ET EXPOSITION DE L'ENVIRONNEMENT

Les rejets dans l'atmosphère au cours de l'accident ont consisté essentiellement en gaz nobles radioactifs bien que de petites quantités d'iode-131 et de caesium-137 aient également été relâchées.

Des effluents liquides radioactifs ont été délibérément déversés dans la Susquehanna River. Ces rejets sont probablement restés dans les limites fixées dans les spécifications techniques de la centrale.

Les autorités américaines estiment que la dose individuelle moyenne reçue au cours de la première semaine après l'accident a été de 1,1 mrem dans un rayon de 50 miles autour de la centrale. La dose corporelle totale externe maximale pour un individu hypothétique séjournant en permanence à l'air libre au point le plus exposé accessible au public serait inférieure à 100 mrem. A titre de comparaison, la dose limite pour un membre de la population est de 500 mrem par an et pour l'environnement naturel de l'ordre de 100 mrem par an.

L'analyse de l'air et d'échantillons de lait a révélé la présence d'iode-131 dans certains cas et des traces de caesium-137 ont été parfois détectées dans le lait; les résultats obtenus pour l'eau, le sol et la végétation sont en dessous de la limite de détection. Dans tous les cas, les concentrations maximales relevées correspondaient à des doses potentielles inférieures à 5 % des doses limites annuelles.

Jusqu'au 4 avril trois membres du personnel de la centrale ont reçu des doses d'environ 4 rem; d'autres membres du personnel ont reçu des doses plus faibles. La dose corporelle totale maximale admise pour une exposition à titre professionnel est de 5 rem par an.

Par conséquent, il apparaît que les doses d'irradiation reçues par la population vivant autour de la centrale TMI et par le personnel de la centrale à la suite de l'accident ne peuvent pas être considérées comme significatives du point de vue sanitaire.

.../...

PLANS ET MESURES D'URGENCE

L'Etat de Pennsylvanie dispose de deux organisations pour les plans d'urgence :

- la Pennsylvania Emergency Management Agency (PEMA), chargée de mettre en application les mesures de protection de la population sur la décision du gouverneur;
- le Radiological Assessment Branch of the Environmental Resources Department, qui recommande des mesures de protection au gouverneur.

La PEMA dispose de quatre centres locaux d'opération d'urgence (EOC) dont l'un à Harrisburg, auxquels elle communique les ordres ou recommandations du gouverneur. Les EOC sont responsables de l'alerte à donner à la population.

L'accident a eu lieu à 4 h du matin le 28 mars. A 7 h, le responsable a annoncé l'état d'urgence sur le site même; un état d'urgence général a été déclaré à 7 h 30 lorsqu'un haut niveau de radioactivité a été détecté dans le bâtiment de confinement. Cependant, au cours des premiers jours, les relevés effectués autour de la centrale n'ont révélé que de faibles doses d'activité et aucune mesure d'intervention hors du site n'a été prise.

Le vendredi matin 30 mars à 8 h 40, la vidange d'un réservoir de désactivation d'effluents radioactifs gazeux par la cheminée a provoqué des doses de radiation de 1,2 R/h au-dessus de la cheminée (corrigé plus tard à 0,6 R/h). La NRC, n'ayant pas été informée par l'exploitant de son intention de vidanger les réservoirs et ignorant donc l'origine de l'activité libérée, a alors suggéré au gouverneur de Pennsylvanie que les femmes enceintes et les enfants d'âge préscolaire se trouvant dans un rayon de 5 miles autour de la centrale soient évacués. A midi, le gouverneur transmettait cette recommandation (et non un ordre) à la population. Avec l'aide de la défense civile, la PEMA avertissait les habitants de Middletown à l'aide de camionnettes équipées de haut-parleurs. (Ce fut la seule mesure de protection prise par le gouverneur.) Cependant, chacun a considéré cette recommandation comme un ordre. Le résultat a été que presque toute la population de Middletown, à 3,5 miles de l'installation,

a quitté la zone; 23 écoles ont été fermées. Au cours du week-end du 31 mars au 1er avril, alors qu'on craignait une explosion de la bulle d'hydrogène dans la cuve du réacteur de l'installation TMI, des plans d'évacuation ont été établis pour toute la région allant jusqu'à 25 miles autour du site. Cependant, cet ordre d'évacuation n'a jamais été donné. Les autorités ont craint qu'une évacuation ne cause un immense embouteillage; néanmoins, des milliers de personnes (les estimations vont de 80.000 à 200.000) ont volontairement quitté leur domicile au cours du week-end.

#### Problèmes rencontrés au cours de l'alerte

Selon les déclarations faites par les fonctionnaires de la NRC au cours des "briefings", les problèmes suivants se sont posés :

- l'Etat et les autorités locales n'étaient pas suffisamment préparés à une telle situation. (En 1974, Metropolitan Edison écrivait aux autorités de la ville de Middletown que "même le pire accident possible supposé par l'AEC n'exigerait pas l'évacuation de la ville de Middletown ... on peut constater qu'il est inutile de prévoir des routes spéciales pour une évacuation ...");
- la recommandation concernant une évacuation sélective, qui avait été appuyée par le gouverneur, a eu des conséquences imprévues. D'autres personnes ont pensé "pourquoi pas moi ?". Il en est résulté que plus de 50 % de la population dans un rayon de 5 miles (25.000 personnes) ont quitté la zone et au moins 10 % (certains disent 30 %) dans un rayon de 25 miles (650.000 personnes);
- le Department of Health, Education and Welfare (HEW) a fixé des "Protective Action Guides" et a recommandé de distribuer un bloquant de la thyroïde, l'iodure de potassium (KI), à la population en cas de libération d'iode radioactif. Au moment de l'accident, il n'y avait pas de KI disponible (le HEW avait seulement commencé à prendre contact avec les fabricants de KI). Deux jours après l'accident, 50.000 fioles de KI (sous forme liquide) étaient envoyées à Middletown. Cependant, comme en réalité la quantité d'iode rejetée dans l'air était faible, ces fioles n'ont pas été utilisées;

- le contrôle de l'environnement a été effectué par plusieurs organisations :
- l'Etat de Pennsylvanie;
- le Department of the Environment;
- l'Environmental Protection Agency;
- la NRC.

Au cours des trois premiers jours, de longs délais ont été nécessaires pour obtenir les résultats des contrôles. Certains échantillons ont été reçus sans indication du lieu ou de la date du prélèvement de l'échantillon (deux informations extrêmement importantes pour décider des mesures de protection à prendre).

Au début, de nombreux problèmes de communication entre l'exploitant de la centrale, la NRC et le gouvernement se sont posés. Plus tard, des lignes téléphoniques directes ont été installées pour relier les différentes organisations intéressées, le personnel de la compagnie des téléphones assurant un service permanent.

## CONCLUSIONS

Au cours d'une analyse préliminaire, la Nuclear Regulatory Commission a relevé les six défaillances potentielles suivantes, qui ont donné lieu à l'avarie du combustible et la libération de radioactivité dans l'installation.

1. Lors de l'événement initial, la perte d'eau d'alimentation, les deux circuits auxiliaires d'alimentation en eau ont été mis hors service.
2. La vanne électromagnétique de relâchement du pressuriseur, qui s'est ouverte lors de la montée de pression initiale, ne s'est pas fermée lorsque la pression a diminué au-dessous du niveau de déclenchement.
3. A la suite de la dépressurisation rapide du pressuriseur, l'indication de niveau de ce dernier peut avoir incité à tirer une conclusion erronée sur le niveau élevé dans le système de réfrigération du réacteur. L'indication de niveau du pressuriseur semble avoir incité le personnel à interrompre prématurément l'injection de haute pression, même en présence de bulles importantes de gaz dans le système de réfrigération du réacteur.
4. Etant donné que l'enceinte de confinement n'assure pas d'isolation au début de l'injection de haute pression (HPI), l'eau hautement radioactive libérée par la vanne de relâchement de la pression a été pompée hors de l'enceinte de confinement par la mise en route automatique d'une pompe de transfert. Cette eau a pénétré dans le système de traitement de l'eau radioactive, dans le bâtiment auxiliaire, où une partie a débordé et submergé le sol. Le dégazage de cette eau et la libération à travers le système de ventilation et les filtres de ce même bâtiment auxiliaire ont constitué la principale cause de libération, à l'extérieur du site, de gaz nobles radioactifs.
5. Ensuite, le système d'injection de haute pression a été actionné de façon intermittente, afin d'essayer de contrôler les pertes de réfrigérant primaire par la vanne électromagnétique, apparemment sur la base de

.../...

l'indication de niveau du pressuriseur. La présence de vapeur et/ou de bulles de gaz non condensable par ailleurs dans le système de réfrigération du réacteur, a également entraîné une réduction de la quantité de réfrigérant primaire présente dans le réacteur.

6. L'arrêt des pompes de réfrigération du réacteur pendant le transitoire, afin d'éviter que les pompes ne soient endommagées par leurs propres vibrations, a affecté le combustible, les bulles de gaz dans le système de réfrigération du réacteur empêchant la circulation naturelle.

A la suite de cette analyse, la NRC a établi une liste de mesures à prendre par tous les exploitants de réacteurs à eau légère. Cette liste de mesures a été également transmise aux exploitants européens de ce type de réacteur.

Sur les six défaillances potentielles, une (1) est une erreur humaine, une (2) est une défaillance purement mécanique, et une (4) est due à une erreur de conception. Trois de ces défaillances (3), (5) et (6) peuvent être considérées comme une combinaison de défaillances mécaniques et d'erreurs humaines.

La défaillance la plus importante, qui se trouve à la base de toute la série d'événements, correspond au fait que le système auxiliaire d'alimentation en eau des générateurs de vapeur a été mis hors circuit. L'exploitation du réacteur dans ces conditions constitue une violation flagrante de la réglementation NRC, figurant dans les spécifications techniques de l'installation (NUREG 0432-app. A 8 février 1978), qui précise que : "trois pompes indépendantes de secours d'alimentation en eau du générateur de vapeur, avec leurs circuits connexes, devront être en état de fonctionner ...". Sans cette violation, l'accident ne se serait pas produit. En outre, il reste à déterminer pourquoi on n'a procédé à l'ouverture des vannes que huit minutes plus tard.

La non-fermeture de la vanne électromagnétique lorsque la pression est descendue au-dessous du niveau de déclenchement constitue une défaillance mécanique. On ne peut cependant expliquer le fait que les mesures d'isolation de cette vanne n'ont été prises que deux heures après le début de l'accident.

L'interruption prématurée d'injection sous haute pression de réfrigérant du coeur semble résulter d'une lecture erronée du niveau. On ne sait pas encore si les responsables disposaient de données provenant d'autres instruments.

Sur la base des informations actuellement disponibles, on peut considérer la lecture erronée du niveau comme une défaillance mécanique. Cette défaillance peut également avoir un aspect touchant à la conception, étant donné que l'on ne sait pas avec certitude si l'indicateur de niveau a été conçu pour fonctionner dans les conditions de variations de pression et de présence de bulles de gaz dans le système, observées pendant l'accident.

A la centrale TMI, l'isolation du bâtiment de confinement n'est déclenchée que par l'apparition d'une surpression dans l'enceinte de confinement ( $0,28 \text{ kg/cm}^2$ ), et cela ne s'est produit que cinq heures après le début de l'accident. Dans d'autres types de conception, le bâtiment du réacteur est également isolé lorsque le système de réfrigération de secours est mis en marche. Si cela s'était produit à Three Mile Island, il n'y aurait pas eu de transfert d'eau primaire hautement radioactive par pompage dans le bâtiment auxiliaire. Cela constitue un défaut de conception, qui diminue la capacité de l'enceinte de confinement à limiter la libération de radioactivité.

Le déclenchement intermittent du système de réfrigération de secours du coeur était basé sur la lecture du niveau du pressuriseur. Cette lecture probablement erronée a conduit à l'interruption prématurée de l'injection de haute pression, et les commentaires qui peuvent être faits sur cette défaillance sont de même nature que ceux sur l'arrêt de l'injection sous haute pression de réfrigérant du coeur.

Le déclenchement des pompes de réfrigérant primaire était basé sur la connaissance du fait que la circulation naturelle serait suffisante pour refroidir le réacteur à l'arrêt. Cependant, les essais qui ont démontré ce refroidissement par circulation naturelle n'ont pas simulé les conditions de basse pression pendant l'accident, et n'ont pas tenu compte non plus de la présence possible de bulles de gaz dans le système primaire. Les responsables de l'installation n'ont probablement pas réalisé cette différence de conditions.

Les commentaires préliminaires suivants peuvent être faits en ce qui concerne l'accident. Il y aurait lieu de les revoir lorsque l'on disposera d'informations complémentaires.

#### Défaillances humaines

- Les défaillances humaines observées montrent la nécessité d'accorder une importance accrue aux facteurs suivants :

1. les qualifications des opérateurs; leur expérience devrait être telle que des décisions comme le blocage d'un important système en violation des réglementations techniques ne puissent jamais être considérées;
2. l'inspection des installations nucléaires; un contrôle strict et constant par un organisme indépendant revêt une importance primordiale. La NRC disposait déjà d'une inspection permanente pour certaines installations nucléaires. Il est probable que le programme d'envoi d'inspecteurs résidents sera accéléré.

- Lors du début de l'accident et pendant les heures cruciales qui ont suivi, certaines décisions difficiles, mais importantes, ont dû être prises par l'exploitant de la centrale. Certaines de ces décisions étaient probablement erronées. Il serait donc utile de créer des équipes d'assistance technique, qui pourraient être envoyées immédiatement dans une centrale en difficulté pour aider l'exploitant à prendre ses décisions.

#### Erreurs de conception

- Un actionnement à distance des vannes de purge de la cuve du réacteur n'est pas possible à Three Mile Island, ni dans les autres réacteurs à eau légère, étant donné que l'ouverture accidentelle de ces vannes pourrait provoquer l'accident de perte de réfrigérant. Cette question devrait être réétudiée à la lumière de l'expérience de l'accident de la centrale TMI. Un tel actionnement à distance aurait pu, dans ce cas, permettre l'évacuation de l'hydrogène de la cuve du réacteur.

.../...

- Le contrôle des effluents dans la cheminée assurant la ventilation du bâtiment auxiliaire ne semble pas avoir fonctionné correctement. Etant donné que ces détecteurs doivent donner les informations définitives sur les risques radiologiques pour l'environnement et sur les mesures d'urgence à prendre, ils devraient être fiables quelles que soient les circonstances.

- La capacité de stockage des réservoirs collecteurs des déchets liquides et gazeux était beaucoup trop faible; lors de l'accident, ces réservoirs ont dû être vidés à plusieurs reprises dans l'environnement, et de nouveaux réservoirs transportés en toute hâte sur le site pour le stockage des déchets liquides. La production des déchets en cas d'accident doit, par conséquent, être prise en compte au niveau de la conception des capacités de stockage des déchets.

#### Planification des interventions en cas d'urgence

L'Etat de Pennsylvanie et les autorités locales n'étaient pas suffisamment préparés pour faire face à une urgence de ce genre. L'accident a montré que la planification des interventions et l'état de préparation pour cas cas d'urgence exigent une attention toute particulière, notamment en ce qui concerne les points suivants :

- élaboration de plans d'urgence basés sur des accidents de référence;
- définition des niveaux d'action de protection;
- responsabilités spécifiques des instances participantes;
- équipement et personnel nécessaires en cas d'urgence;
- systèmes de communication;
- itinéraires d'évacuation et centres d'accueil;
- distribution d'agents bloquant la thyroïde (KI);
- programmes et équipes de surveillance de l'environnement;
- formation du personnel d'intervention en cas d'urgence.

### Conséquences radiologiques de l'accident

Selon les résultats de l'expertise, les doses reçues par le public, découlant de l'accident sont faibles, comparé aux doses limites. La contamination de l'environnement a donc été minime. Jusqu'au 4 avril, l'exposition professionnelle est restée en deçà des limites annuelles. Par conséquent, d'un point de vue sanitaire, les conséquences de l'accident peuvent être considérées comme non significatives.

### Evaluation de la sécurité

L'accident survenu à la centrale nucléaire de Three Mile Island fait apparaître que les systèmes de sécurité ont joué leur rôle, c'est-à-dire limiter à des niveaux acceptables, la radioactivité libérée dans l'environnement. Toutefois, il est également évident que les études d'évaluation de la sécurité concernant les réacteurs à eau pressurisée ne couvrent pas encore entièrement tous les événements graves susceptibles de se produire. C'est notamment le cas pour la formation d'hydrogène due à la réaction zirconium-eau, et accumulation d'hydrogène dans la partie supérieure de la cuve du réacteur, qui pose des problèmes de refroidissement et un risque d'explosion. L'évaluation de la sécurité des réacteurs à eau pressurisée devra être revue et élargie, pour ce qui est de ces problèmes.

### Information

Le public américain semble avoir été relativement bien informé sur l'énergie nucléaire et ses risques. En général, sa réaction, même lors des phases les plus critiques de l'accident ne peut être considérée comme excessive. En outre, des sondages ont fait apparaître que son attitude vis-à-vis de l'énergie nucléaire, qui était plutôt positive, n'a pas changé de façon significative après l'accident.

Lors de l'accident, les autorités américaines et notamment la NRC se sont constamment préoccupées de rendre toute l'information accessible au public, ce qu'illustrent particulièrement bien, d'ailleurs, les

informations transmises par télex et mises à la disposition des organisations intéressées par les ambassades américaines. Le service des programmes internationaux de la NRC a également organisé des exposés et des réunions techniques au bénéfice des techniciens étrangers.

Cette attitude, consistant à communiquer l'information disponible, doit être appréciée, d'autant plus que la NRC s'est montrée particulièrement prudente quant à l'évaluation de l'événement, en raison de la portée importante qu'aurait pu avoir toute conclusion prématurée.

---