

ELECTRICITE DE FRANCE

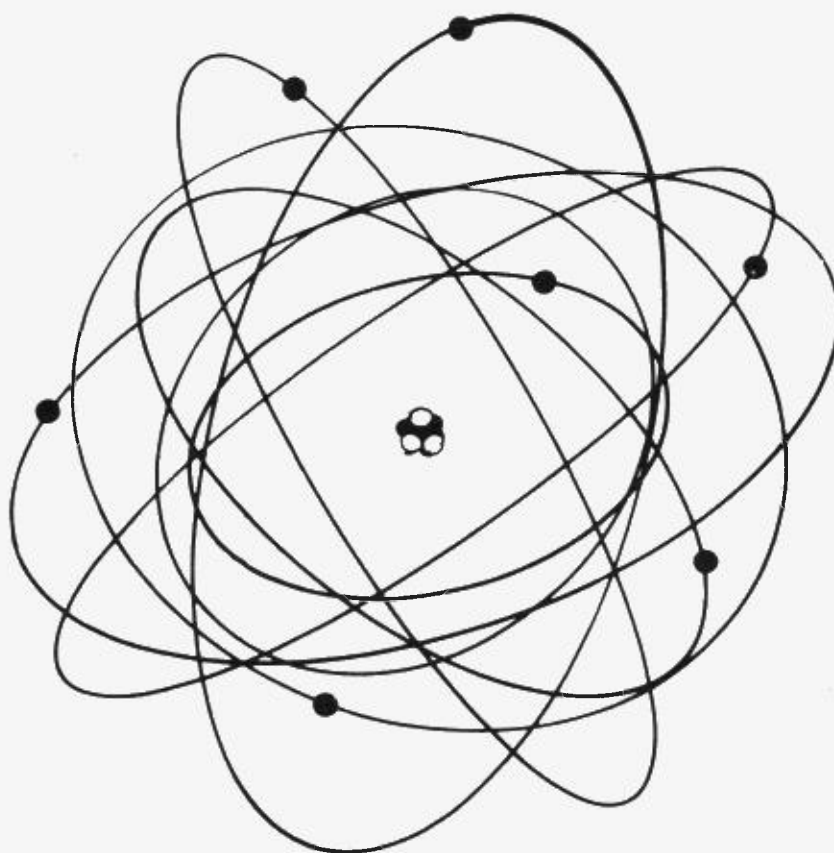


Direction de l'Équipement
Groupe d'information nucléaire

H. 11

CENTRALES NUCLÉAIRES
Incidents survenus
et leurs enseignements

G. LEZER



Direction de l'Equipement
SERVICES ETUDES ET PROJETS
THERMIQUES ET NUCLEAIRES



Tour E. D. F. - G. D. F. - Cedex n° 8
92080-Paris - La Défense
Téléphone : 775 - 44 - 44
Télex : EDF EPTEN 61.634 F

le 8 juillet 1974

N° de l'affaire :

Réf. : SN 74-18

GyL/FC1-NP-AV

H.11

DIVISION SURETE NUCLEAIRE

LEZER G.

CENTRALES NUCLEAIRES : INCIDENTS SURVENUS ET
LEURS ENSEIGNEMENTS

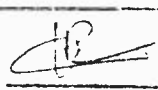
E-SE/SN 74-18

32 pages - 2 annexes
1 bibliographie
4 schémas

NOTE TECHNIQUE

Résumé : Cette note sert de base à la conférence faite aux sessions de formation d'informateurs au BREAUX. Après la description d'un certain nombre d'incidents survenus sur des centrales de différents types, on y traite des moyens d'information et des problèmes que pose l'exploitation des incidents pour la sûreté et la fiabilité des centrales nucléaires.

diffusé par le GROUPE D'INFORMATION NUCLEAIRE

Référence : SN 74-18	Révision	Date	Signature		
			Rédacteur	M. MILLIAT	Chargé de Département
			lg		

DIFFUSION :

- Direction de la Production Thermique
 - Direction des Etudes et Recherches (Monsieur BIENVENU)
 - Direction de l'Equipement
 - Département Sûreté Nucléaire du Service de la Production Thermique (M. STOLZ)
 - Département de Radioprotection (M. BEAU)
 - Région d'Equipement CLAMART
 - Région d'Equipement LYON
 - Région d'Equipement MARSEILLE
 - Région d'Equipement PARIS
 - Région d'Equipement TOURS
 - Service Contrôle des Fabrications
 - M. CHAPRON (R.E.C.)
 - M. LE SUEUR (S.C.F.)
 - M. TOUREAU (E.G.P.S.E.)
 - M. MICHON
 - M. LAURENT
 - M. PRETTI
 - Mme MAZATEAU
 - M. LECOCQ
 - M. ARGILLIER
 - M. MOLINIER
 - M. PROUTEAU
 - M. LEZER (10 ex)
- } avec Note

CONTROLE INTERNE

OUI

XXXX

DIVISION	TC	TB	GV	IA				
DATE	juin 74	juin 74	juin 74	juin 74				

CONTROLE EXTERNE transmis le :

TABLE DES MATIERES

	<u>Pages</u>
1 - <u>CONNAISSANCE DES INCIDENTS</u>	5
2 - <u>ETUDE DES INCIDENTS</u>	8
2.1 - <u>Incidents particuliers</u>	8
WINDSCALE 1 - 10.10.1957	8
FERMI 1 - 5.10.1966	10
CHOOZ - 1.1967, 21.12.1967 et 30.1.1968 (schéma n° 1)	12
LUCENS - 21.1.1969	15
SAINT LAURENT DES EAUX 1 - 17.10.1969 (schéma n° 2)	16
DRESDEN 1 - 5.6.1970 (schéma n° 3)	17
OCONEE 1 - 3.1972	18
2.2 - <u>Brève description d'autres incidents</u>	19
(BRENNILIS, BEZNAU 1, ROBINSON 2, TURKEY POINT 3, CONNECTICUT YANKEE, GINNA, SURRY, PALISADES, QUAD CITIES, CHINON 3, SAN ONOFRE 1)	
2.3 - <u>Analyses systématiques d'incidents</u>	23
(coeur des réacteurs à eau ordinaire, incendies, défaillances de la robinetterie, fuites de tubes GV de PWR, éclatement de groupes turbo-alternateurs)	

...

Pages

3 - <u>ENSEIGNEMENTS</u>	26
3.1 - <u>Intérêt de l'analyse des incidents</u> <u>(schéma n° 4)</u>	27
3.2 - <u>Difficultés des études d'incidents</u>	30
3.3 - <u>Conclusions</u>	30

ANNEXE 1 : Informations dans Atomic Energy Clearing House
du 1.4.1974

ANNEXE 2 : Accidents de criticité ou de réactivité dans
les réacteurs à eau ordinaire

BIBLIOGRAPHIE

SCHEMAS

...

1 - CONNAISSANCE DES INCIDENTS

Depuis la première réaction en chaîne, le 2 décembre 1942 - il y a plus de 31 ans - l'expérience sur les réacteurs s'est accumulée. Cette expérience est précieuse. Elle a servi et sert encore à mettre au point les réacteurs pour leurs différents usages (énergie motrice, production de plutonium et d'électricité) et à développer leur sûreté et leur disponibilité.

Les incidents survenus sur ces réacteurs constituent une grande partie de cette expérience. Ils permettent, de même que les essais sur maquettes ou sur installations spéciales, de vérifier les conclusions des études, en particulier des études de sûreté. *

Il y a plusieurs types d'incidents :

- incidents sur sous-marins nucléaires (ex : TRESHER),
- incidents sur réacteurs prototypes (ex : LUCENS), parfois provoqués (ex : BORAX 1),
- incidents sur réacteurs plutonigènes (WINDSCALE, MARCOULE, par exemple),
- incidents sur centrales nucléaires de puissance pour la production d'électricité.

Nous ne citerons les incidents des trois premiers types que s'ils apportent des enseignements, soit dans le domaine de la santé et la sécurité des populations, soit pour la conception et l'exploitation des centrales nucléaires.

Aucun incident sur une centrale électro-nucléaire de puissance n'a provoqué de dommage pour la population ou l'environnement ; par contre, les arrêts consécutifs à certains incidents ont duré de 1 à 2 années.

...

BROOKHAVEN 1957 (WASH 740), rappelons-le, n'est pas un incident, mais une étude de l'AEC portant sur un accident majeur survenant à un réacteur à eau ordinaire dépourvu de dispositifs de sûreté (comme l'enceinte de confinement), et ce, dans les conditions d'environnement les plus sévères (vent soufflant en direction d'une hypothétique ville voisine).

1.2 - Contrairement à ce que l'on pourrait croire, touchant un domaine longtemps considéré comme confidentiel, les informations sur les incidents de réacteurs nucléaires sont nombreuses. Citons comme sources d'informations :

- pour EDF, les documents et rapports de la PRODUCTION THERMIQUE,
- pour les centrales américaines (essentiellement à eau ordinaire), la revue : Atomic Energy Clearing House, et les revues spécialisées (Nuclear Engineering International, Atom wirtschaft, Nuclear News, Nuclear Safety, etc ...).

Des documents synthétiques sont publiés :

- annuellement par l'AEC : Safety related occurrences in nuclear facilities as reported : 1967 - 1968
1969
1970
1971
1972,
- et par l'IAEA.

Aux ETATS-UNIS, en particulier, les compagnies productrices d'électricité ont l'obligation, de par la réglementation, de faire rapport sur tous les incidents en relation avec la sûreté, même mineurs. Les incidents importants font l'objet de microfiches traitées par ordinateur, au centre d'OAK RIDGE (qui traite aussi les rapports importants touchant à la sûreté en provenance d'autres pays que les USA). Toutes ces microfiches sont disponibles à SACLAY (cf. référence 1).

A EDF, il est envisagé de créer un nouveau système d'acquisition des données d'exploitation des centrales qui permettrait, en particulier pour les centrales nucléaires futures, une meilleure détermination de la disponibilité des tranches et de la fiabilité des matériels. Par ailleurs, la Division INFORMATION ANALYTIQUE du SEPTEN envisage de mettre en mémoire dans un programme de calculateur, avec accès rapide, toutes les références bibliographiques relatives aux incidents.

...

Cependant, il nous faut bien noter qu'à l'heure actuelle, tant en FRANCE qu'aux ETATS-UNIS, les informations ne sont pas toutes diffusées ou même accessibles...

- 1.3 - On compte aux USA plus de 10 incidents chaque semaine et un à deux incidents importants par mois (cf. annexe 1). On a ainsi réuni depuis 1970, date à laquelle la collecte est devenue systématique, des renseignements sur 400 à 500 incidents, ce qui constitue une source très riche statistiquement exploitable.

Cependant, l'analyse de ces incidents, la recherche de la (ou des) cause (s), la détermination des conséquences directes ou indirectes, les enseignements à en tirer, représentent un travail difficile et de longue haleine qui n'a pu être mené entièrement à bout. La classification des incidents, nécessaire pour l'inventaire et son exploitation, est difficile. Notons le petit nombre d'incidents touchant directement le coeur (incidents mettant en cause la criticité du coeur ou des changements de réactivité) ; le rapport annuel de l'AEC (référence 2), qui constitue la bible, en matière de sûreté, pour les centrales à eau ordinaire aux ETATS-UNIS, cite onze de ces incidents (cf. annexe 2), ces onze incidents, parfois provoqués, ont eu lieu dans des installations d'essais ou dans des réacteurs plutonigènes ; certains ont conduit à la fusion ou la destruction du coeur - sans dommage significatif pour les populations.

...

2 - ETUDE DES INCIDENTS

La liste des incidents cités ne prétend pas être exhaustive, ni même pleinement représentative.

2.1 - Incidents particuliers

Nous donnons ici l'étude détaillée de sept incidents différents portant sur différentes techniques de réacteurs électro-nucléaires.

2.1.1 - WINDSCALE 1 (G.B.) 10.10.57 (références 3 et 4)

Réacteur plutonigène graphite-gaz refroidi à l'air à la pression atmosphérique. Environ 150 km au nord de LIVERPOOL.

Lors du 9ème recuit WIGNER du graphite *, par suite de l'élévation de température, des éléments combustibles prirent feu dans 4 canaux ; l'incendie s'étendit ensuite à 150 canaux.

L'activité dégagée fut détectée d'abord aux filtres de la cheminée, puis à la station météorologique.

Le feu fut stoppé par noyage pendant 24 heures.

Le déchargement des canaux s'avérant impossible, le réacteur fut mis définitivement hors service.

Conséquences

Il n'y a pas eu contamination des locaux ; les doses reçues par le personnel ne dépassèrent pas le maximum admissible.

...

* Pour libérer l'énergie emmagasinée dans le graphite, on fait diverger le réacteur, sans refroidissement, pour atteindre la température nécessaire.

Par contre, l'accident a provoqué une contamination atmosphérique notable. Dégagement de 20 000 Ci d'I₁₃₁, 80 Ci de Sr₈₉, 9 Ci de Sr₉₀.

Cette activité a contaminé les herbages autour de l'installation : une certaine quantité de lait a dû être rachetée ; la distribution de lait, dans un rayon de 500 km², a dû être contrôlée pendant 13 jours.

Grâce à ces mesures (et peut-être aussi à cause de conditions météorologiques favorables), il n'y a pas eu de dommages pour la population.

Un grand nombre d'analyses ont été faites jusqu'à 900 km du lieu de l'accident. Les prélèvements d'eau ont montré qu'il n'y avait pas de risque.

Enseignements

- Connaissances de libération d'énergie WIGNER insuffisante.
- Instrumentation du réacteur pendant le recuit insuffisante.
- Il n'y avait pas de consigne de sécurité pour ce type d'accident.
- Le nettoyage du coeur par de l'eau s'est avéré efficace.
- L'incident a permis des études de diffusion dans l'atmosphère.

...

Incidents semblables sur des installations du même genre
.....

- MARCOULE G₁ (1956) - G₂ (1959 : 6 mois d'arrêt, 1966).
- CHINON 2 (1966).
- LATINA (1966).
- CHINON 1 (1967).
- CHAPELCROSS 2 (G.B. - 1967 : plus de 2 ans d'arrêt).

Ces incidents ont été plus limités que celui de WINDSCALE, certains ne s'étant traduits que par des points chauds sur le combustible ; le déchargement des canaux a été possible, avec plus ou moins de difficultés.

Depuis la température du graphite a été relevée à une température telle que l'accumulation d'énergie WIGNER ne pose plus de difficulté.

2.1.2 - FERMI 1 (USA) 5.10.1966 (référence 5)

Premier et seul réacteur construit et exploité aux USA par une société privée qui soit du type à neutrons rapides refroidis au sodium, il atteignait sa pleine puissance de 65 MWe en décembre 1965 après une première criticité en août 1963.

Au cours d'une montée en puissance et à 15 % de la puissance nominale, un signal de haute activité dans le bâtiment réacteur a isolé celui-ci (où il n'y avait aucun travailleur) et le réacteur a été arrêté. Il n'y a pas eu dans le bâtiment de relâchement radioactif supérieur aux limites admissibles.

Le dégagement d'activité dans le réacteur, puis, par les fuites, dans le bâtiment, fut causé par la fusion partielle de 2 assemblages combustibles (sur 105).

...

La cause de l'endommagement du combustible fut trouvée après plus d'une année de recherches. Deux plaques de protection, en dessous du coeur, ont été cassées par vibration engendrée par le fluide de refroidissement et l'un des débris est venu boucher un canal à l'entrée du coeur, provoquant ainsi une surchauffe locale.

Enseignements

- a - Cette protection avait été demandée par l'A.C.R.S.. Plutôt que de justifier qu'elle n'était pas nécessaire - ce qu'une étude ultérieure montrera - elle avait été installée à la dernière minute, sans que toutes les études indispensables aient été faites.

Ces plaques de protection ne figuraient pas sur les plans définitifs et les débris trouvés dans la cuve après vidange du sodium n'ont pu être identifiés qu'au bout de 4 mois.

- b - L'exploitant manquait de consignes précises d'exploitation :

- . 9 mn, puis 4 mn avant le signal de haute activité, il aurait dû être alerté par le signal automatique neutronique enregistré * ;
- . l'arrêt d'urgence n'a été commandé, manuellement, que 11 mn, après le signal de haute activité.

- c - l'incident a montré que le combustible fondu se solidifiait à courte distance du point chaud et qu'il n'y avait pas propagation de l'état de fusion d'un assemblage à l'autre si les conditions de refroidissement restaient normales.

- d - Cet accident n'avait pas été pris en compte dans les études de sûreté : pas de procédure, pas de cellule chaude sur le site pour l'examen des assemblages combustibles défectueux.

...

* L'auteur de la référence 5 signale que la même attitude négative devant des signaux "erratiques" persistants a conduit à la fusion d'un élément combustible en plaque dans un réacteur de recherche d'OAK RIDGE le 1er juillet 1963.

Conséquences

Les plaques de protection, inutiles, ont été supprimées. Des consignes d'exploitation précises ont été établies et un calculateur en ligne installé pour donner les informations à l'opérateur.

Le réacteur est redevenu critique le 18 juillet 1970, 3 ans et 9 mois après l'incident.

2.1.3 - CHOOZ - 1967-1968

Cette centrale, de conception WESTINGHOUSE, a été couplée au réseau en avril 1967 (1ère criticité obtenue en octobre 1966) et avait atteint son premier palier de puissance nominale (correspondant à 266 MWe) le 4 septembre 1967.

2.1.3.1 - Janvier 1967

Le réacteur est muni d'un écran biologique torique au-dessus de la bride de la cuve. Cet écran était constitué d'un bois polymérisé stratifié recollé constituant un excellent absorbant neutronique, mais ayant l'inconvénient d'être spontanément inflammable à 150 °C. Cet absorbant devait être enfermé dans un récipient métallique soudé mais qui, n'étant pas terminé, n'avait pas encore été posé.

Au cours d'un essai à chaud à puissance nulle, un pont thermique entre la bride et l'écran s'est établi par les pontets de raccordement et l'écran s'est enflammé. Conséquences : endommagement de raccords électriques et fumées.

Le même incident s'est produit à la centrale italienne de SELNI où l'écran, dans son récipient métallique, a subi une combustion lente.

On a depuis remplacé le bois par du béton baryté.

Cet incident montre l'intérêt d'une procédure de recollement avant tout essai.

...

2.1.3.2 - 21_décembre_1967_et_30_janvier_1968 (références 6 et 25)

Le 21 décembre 1967, une barre de commande reste bloquée en position intermédiaire. Le coincement est attribué à un corps étranger fortuit et le réacteur redémarre le 2 janvier 1968. Le 30 janvier 1968, nouveau blocage d'une barre, non voisine de la première. Une visite des boîtes à eau des générateurs de vapeur montre que les plaques tubulaires de deux d'entre eux sont abimés par martelage de débris parmi lesquels on identifie une vis d'assemblage des 2 viroles de la jupe du coeur. La centrale est arrêtée pour inspection complète et réparation.

La cause de l'incident réside dans l'endommagement des équipements internes du réacteur (jupe, écran thermique, prolongateurs de barres de commande *) par vibration induite par le débit d'eau de refroidissement :

- fréquence propre des prolongateurs voisine de celle provoquée par vortex dans le plenum inférieur de la cuve,
- vibration de l'écran thermique (lequel était simplement posé sur des supports soudés à la paroi de la cuve) par partage du débit d'eau de refroidissement de part et d'autre.

Conséquences (cf. schéma ,° 1)

- a - remplacement des tirants - des fourreaux où coulissent les prolongateurs-par des vis.
- b - Suppression de l'écran thermique ; pour ramener l'irradiation de la cuve à un niveau acceptable, 8 assemblages périphériques sur 120 ont été remplacés par des assemblages fictifs ; grâce aux marges de sécurité prises pour le coeur, cette suppression n'a pas eu d'influence sur la puissance de la centrale (la puissance nominale a même pu, au 1er juillet 1973, être montée à 280 MWe).

...

Ces prolongateurs sont des crayons de combustible faiblement enrichi qui éliminent les pointes de flux dans les réacteurs PWR à barres de commande cruciformes (dans les BWR où le rapport de modération est différent, des prolongateurs ne sont pas nécessaires) ; ils imposent une hauteur de cuve plus grande (3 x hauteur du coeur au lieu de 2 x) ; leur tenue mécanique sous irradiation et leur remplacement posent quelques problèmes ; aussi ont-ils été éliminés dès SAN ONOFRE en 1968 par l'adoption de grappes de commande "en araignée" (rod cluster control) qui sont utilisés dans les réacteurs actuels.

- Modification et renfort des attaches de la jupe-support du coeur.

Les réparations et modifications ont dû être faites sous eau à cause de l'irradiation des pièces.

Après essais et une inspection qui a nécessité le démontage complet du réacteur, la centrale a été remise en route le 18 mars 1970 et depuis a une des meilleures disponibilités des centrales nucléaires en FRANCE (1973 : MARCOULE G₂ 87 % - CHOOZ 84 % - ST LAURENT 2 : 82 %, etc ...).

Cet incident, purement mécanique, n'a, bien entendu eu aucune conséquence pour les populations.

L'irradiation des travailleurs est restée très modérée (55 mrem en moyenne - maxima observés sur un mois de 1,5 mrem en 1968 et 1,85 rem en 1969) grâce à l'organisation des chantiers sous eau et la réussite de la décontamination des générateurs de vapeur.

Au cours de l'inspection de 1971, 9 personnes ont reçu des doses supérieures à l'irradiation trimestrielle maximale admissible : 7, entre 3 et 5 rem et 2, entre 5 et 6 rem.

Enseignements

- a - SELNI, seul autre réacteur du même type, a bénéficié des modifications de CHOOZ avant que les mêmes avaries ne se développent.
- b - la jupe-support du coeur est actuellement fabriquée en un seul morceau grâce au progrès de l'outillage.
- c - l'écran thermique, depuis SAN ONOFRE, est solidaire de la jupe ; étant plus près de cette dernière, le débit entre jupe et écran thermique est faible.
- d - Mise au point d'outillages spéciaux pour travail sous eau et à distance (0,5 à 6 m) ; expérience de décontamination de boîtes à eau de générateurs de vapeur.

...

2.1.4.- LUCENS (CH) - 21 janvier 1969 (références 7 et 8)

Réacteur expérimental modéré à l'eau lourde et refroidi au gaz carbonique, de 39 MW de puissance (7 à 8 MWe), en souterrain.

Après moins d'un an de fonctionnement très satisfaisant, au cours d'un redémarrage, à 12 MWth, a eu lieu une décompression brutale du circuit primaire : de 50 bar à la pression atmosphérique en 10 mn. Les actions de sécurité (arrêt d'urgence, isolement de la caverne réacteur - où il n'y avait heureusement personne -) déclenchées par les circuits de mesure, ont été faites en 1 seconde.

Conséquences

La contamination atmosphérique de la caverne réacteur a atteint quelques centaines de rem/h, moins que calculé dans l'étude de l'accident de référence ; après l'accident, les mesures d'activité ont provoqué l'arrêt d'urgence et l'isolement de la caverne, les équipements nécessaires ayant continué à fonctionner. Le coeur a pu être refroidi sans utiliser les systèmes d'ultime secours d'injection et de noyage.

Les cavernes auxiliaires ont été modérément contaminées par des fuites de la caverne réacteur, plus importantes que prévues.

Aucune augmentation significative d'activité n'a été observée dans l'environnement.

Les dégâts dans le réacteur ont été considérables : coeur et cuve gravement endommagés ainsi que le réservoir d'eau lourde, contamination importante du matériel. L'installation a été définitivement condamnée et son démontage décidé.

Enseignements

- a - Nécessité de normalisation des appareils de radio-protection.
- b - Démonstration d'une bonne conception de sûreté pour le cas de rupture du circuit primaire.

...

...

2.1.5 - SAINT LAURENT DES EAUX 1 - 17 octobre 1969 (références 9 et 10)

Centrale à uranium naturel - graphite-gaz carbonique à échangeurs de chaleur intégrés, de 480 MWe de puissance.

Après avoir fourni son premier milliard de kWh, six mois après sa mise en service le 14 mars 1969, la centrale a été arrêtée pour un an à la suite d'un incident grave de chargement de combustible. La machine avait pratiqué avec succès 200 opérations de chargement en marche. Ce jour, par suite d'une fausse d'écriture et d'un oubli de relecture de la bande programme de l'automatisme, un des alvéoles du magasin de la machine avait un chargement anormal de rondins de graphite. L'introduction de ceux-ci, malgré les alarmes, dans un canal du réacteur chargé de dix éléments combustibles neufs provoque une réduction de débit du gaz carbonique de refroidissement, d'un facteur 3, et l'augmentation rapide de la température des éléments combustibles. Les cinq éléments les plus chauds sont fondus lorsque la détection des ruptures de gaine décèle la présence de produits de fission dans le CO₂ et commande la chute des barres. Il n'y a aucun rejet significatif d'activité à l'extérieur du caisson.

Conséquences

50 kg d'uranium furent fondus et dispersés ; heureusement, cet uranium, qui n'avait été irradié que pendant 1 heure 1/2, était faiblement actif.

Un dispositif de réglage de débit (poubelle), à la base du canal, avait été détruit.

Le travail de nettoyage a d'abord été mené à distance (25 m) depuis la dalle supérieure (cf. schéma n° 2), puis à l'intérieur même du réacteur malgré un débit d'exposition de 10 à 30 rem/h. Cette dernière intervention a nécessité une centaine de personnes (temps de travail limité à 6 ou 8 mn dans le cas le plus difficile), car on s'était fixé une dose maximale admissible inférieure à celle du décret de 1966 ; vingt quatre travailleurs ont reçu des doses de deux à cinq rem en 13 semaines.

...

Une filtration totale du CO_2 a été mise en place pour empêcher la pollution du coeur par les débris d'uranium non récupérés (les signaux de rupture de gaine doivent rester perceptibles). Le traitement DRG a été modifié à cause de l'augmentation du bruit de fond. La procédure de chargement a été modifiée (contrôle indépendant des bandes programme) ; des mesures de sécurité pour un canal en cours de manutention ont été mises au point. Le canal accidenté a été vidé et rempli de faux éléments.

Enseignements

.....

- Mise à l'épreuve de l'organisation de la radioprotection de la centrale.
- Expérience d'intervention en milieu contaminé.
- Modification de la procédure de chargement évitant la répétition d'un incident du même genre.

2.1.6 - DRESDEN 2 - 5 juin 1970 (référence 11)

BWR de la 2ème génération de 800 MWe, cette centrale, couplée au réseau pour la première fois en avril 1970, était en essai à 75 % de sa puissance. Un signal erroné (défaillance d'un enregistreur) du système de réglage de pression du réacteur a provoqué l'arrêt de la turbine, puis du réacteur, et la fermeture des vannes vapeur.

Par suite d'un niveau cuve fluctuant et compte tenu du défaut initial, le débit d'eau alimentaire croît. Le système de refroidissement du réacteur, coeur isolé, (RCIC), qui devait condenser la vapeur, était défaillant : le niveau d'eau remonta dans la cuve jusqu'à noyer les tuyauteries vapeur. La décharge dans le tore de condensation, non refroidi par le RCIC provoqua la mise en pression de l'enceinte (et le démarrage du refroidissement de secours du coeur !). L'ouverture des soupapes de sécurité dans l'enceinte sèche ramenèrent le niveau d'eau dans la cuve à l'état normal.

La mise en route du refroidissement de secours du coeur dans ces conditions spéciales permet de constater :

- le non-démarrage des pompes BP de pulvérisation du coeur par suite d'un NPSH inférieur à la pression élevée qui régnait dans la cuve,
 - le non-disponibilité du système HP de pulvérisation du coeur, ce système étant en réparation à la suite d'un essai précédent *
- (voir schéma n° 3)

...

Les spécifications techniques permettent le fonctionnement avec l'un des systèmes redondants du refroidissement de secours du coeur hors service - en l'espèce la pulvérisation au-dessus du coeur à haute pression - pour une durée limitée : 7 jours, à condition de tester journalièrement les autres systèmes de refroidissement.

Conséquences

Pas de décharge significative dans l'environnement
Activité élevée dans l'enceinte sèche (100 fois la concentration maximale admissible en I_{131}).

Pas de dégât sur la cuve et sur l'enceinte sèche, les pression et température - quoiqu'élevées - étant restées inférieures aux valeurs de calcul.

Endommagement de câbles électriques et noyage de moteurs électriques. Deux soupapes de sûreté, frappées par le jet d'une troisième, furent légèrement endommagées.

Arrêt limité de la centrale.

Enseignements

- a - Modifications : changement de câbles pour d'autres résistants à plus haute température - réorientation de la décharge des soupapes de sûreté - révision du système de réglage de pression du réacteur et du RCIC - révision des procédures d'exploitation et d'urgence.
- b - Cet incident montre qu'un haut niveau d'eau dans la cuve peut être dangereux tout comme un niveau bas. D'autre part, il n'est pas logique d'avoir des redondances au niveau de l'instrumentation avec un seul enregistreur en salle de commande : il faut une redondance complète des voies.

2.1.7 - OCONEE 1 - Mars 1972 (référence 12)

Première centrale BABCOCK et WILCOX de 900 MWe : 2 boucles avec, par boucle, 2 pompes primaires et 1 générateur de vapeur à tubes verticaux. Une inspection des générateurs de vapeur au cours des essais à chaud (sans combustible) permet de constater la présence de débris métalliques dans la boîte à eau supérieure (entrée) et l'endommagement des extrémités de tube.

...

L'inspection du réacteur montre des ruptures de tubes-guides de l'instrumentation interne, sur le fond de la cuve et un léger déplacement du bouclier thermique ayant entraîné le cisaillement de certaines de ses attaches.

Ces dégâts peuvent être attribués à des vibrations en régime exceptionnel (essai hydrodynamique à 3 pompes et même à 2 pompes sur 1 boucle, avec un réacteur sans combustible).

Conséquences

Les tubes-guides d'instrumentation ont été changés et renforcés, ainsi que la fixation de l'écran thermique. La soudure supérieure des tubes générateur de vapeur a été systématiquement réparée.

Enseignements

Les modifications ont été répercutées sur les deux autres tranches et les autres réacteurs en commande.

Cet incident, ainsi que ceux de CHOOZ et de FERMI, montre l'importance du problème des vibrations, en particulier, pour les équipements internes du réacteur.

2.2 - Brève description d'autres incidents (référence 13)

BRENNILIS (eau lourde refroidie CO₂ de 70 MW)

Au cours des essais en 1967, incidents sur les échangeurs ; ceux-ci sont démontés et remplacés par des échangeurs d'une autre conception.

...

BEZNAU 1 (1er PWR-W suisse mis en service en juillet 1969)

En 1970, ruptures de gaines du combustible et fuites aux tubes des générateurs de vapeur ; les études menées à la suite de cet incident ont permis de préciser pour une activité du primaire donnée :

- la fuite GV minimale détectable,
- le taux à partir duquel l'exploitation devient difficile.

ROBINSON 2 (PWR-W américain de 740 MW)

Le 28 avril 1970, au cours des essais de fonctionnement à chaud, rupture guillotine sur la tuyauterie de raccordement d'une des soupapes de sûreté du secondaire, à l'extérieur de l'enceinte. Sept hommes furent brûlés par le jet de vapeur qui s'éleva à 50 m. Détérioration de gaines du combustible et de tubes de générateur de vapeur.

La tuyauterie de raccordement a été redessinée et surdimensionnée (même mesure à FESSENHEIM). Le taux de fuite des générateurs de vapeur - 0,3 l/mn mesuré - a été limité en fonctionnement normal, à 1,1 l/mn par l'AEC. L'AEC (novembre 1972) impose aussi une mesure journalière de l'activité des circuits primaire et secondaire.

TURKEY POINT 3 (PWR-W américain de 720 MW)

Le 2 décembre 1971, lors des essais à chaud sans combustible, rupture de 3 soupapes de sécurité (sur 4) d'une tuyauterie vapeur. Les vérifications faites, en particulier à l'intérieur de la cuve, n'ont rien montré, mais WESTINGHOUSE a du faire une série d'études des transitoires et de leurs effets sur les équipements internes du réacteur.

CONNECTICUT YANKEE (PWR-W américain de 575 MW, mis en service en août 1967)

Les 18 janvier 1972 et 28 décembre 1973, perte de l'étanchéité de l'enceinte par suite d'avarie sur des vannes de purge (contraintes thermiques, accumulation d'humidité et gel). Mesures prises : purge au point bas, calorifugeage, traçage. Ces incidents justifient le contrôle continu des fuites de l'enceinte de confinement (sous faible pression ou dépression).

GINNA (PWR américain de 490 MW; mis en service en décembre 1969)

Le 31 août 1972, relâchement radioactif par effet de siphon, sans conséquence, d'un réservoir de stockage d'effluents gazeux au cours d'un renouvellement des résines. Depuis, la pression du réservoir des résines est mesurée et la procédure de renouvellement a été modifiée.

SURRY (PWR-W américain de 824 MW, mis en service en juillet 1972). Accident de perte de réfrigérant.

Le 30 novembre 1972, après montée en puissance, rupture d'un détecteur de température (défaut de fabrication et de montage) sur une branche chaude du circuit primaire, entraînant une perte de 110 m³ de réfrigérant faiblement contaminé dans l'enceinte. L'enceinte étant restée en dépression, il n'y a pas eu de relâchement d'activité à l'extérieur. Quoique ce débit de fuite soit normalement compensé par les pompes de charge, l'opérateur a mis manuellement l'injection de sécurité en marche, ce qui a permis de limiter les conséquences de l'incident - et de constater, en particulier, le blocage par suite de la rupture d'un élément, d'une des deux vannes en parallèle du réservoir d'injection de bore (justification de la redondance !).

PALISADES (PWR-C.E. américain de 790 MW, mis en service en décembre 1971).

Le 21 décembre 1972, fonctionnement intempestif d'une soupape d'eau alimentaire dû à des dépôts dans la commande pneumatique. Arrêt d'urgence par alarme de niveau bas GV.

Le 27 décembre 1972, défaillance d'une vanne et fuite sur une ligne d'échantillonnage d'un réservoir d'effluents gazeux. Le contenu du réservoir est repris par la ventilation et passe par la cheminée. Le relâchement à l'extérieur de Xe₁₃₃ est resté en dessous des normes.

...

QUAD_CITIES (BWR américain de 800 MW, mis en service en avril 1972)

Le 6 mars 1973, explosion d'hydrogène entraînant la rupture d'un disque de rupture du système de traitement des gaz du condenseur. Mise en route du traitement de secours. Relâchement d'activité dans la salle des machines, sans conséquence même pour le personnel. L'incident pourrait être dû à la foudre : la mise à la terre et les protections ont été améliorées. Le système de traitement des gaz, par ailleurs, a bien résisté à l'explosion, prise en compte dans la conception. A cette occasion, l'on s'est aperçu qu'un filtre n'avait pas été mis en place : intérêt d'un recollement minutieux ...

CHINON_3 : (graphite-gaz de 480 MW, mis en service en août 1966)

En mai 1973, découverte de fissures pénétrantes dans les tuyauteries de CO₂. Les tuyauteries, dont l'acier sera changé, seront remplacées (18 mois d'arrêt). Des fissures dans les coudes de tuyauteries CO₂ avaient déjà été découvertes à CHINON 2 (cf. référence 23).

SAN_ONOFRE_1 (PWR-W américain de 430 MW, mis en service en mai 1967).

Le 20 octobre 1973, une aube BP de la turbine s'est cassée et a provoqué une entrée d'eau salée dans le condenseur. L'opérateur, sur indications des alarmes, arrête le réacteur. Mais, il aurait omis de placer les soupapes de réglage de l'eau alimentaire en commande automatique, si bien que la pression du réacteur chuta et que le niveau dans le pressuriseur baissa en dessous de la valeur de consigne, entraînant la mise en route du refroidissement de secours du coeur. Ce dernier système a parfaitement fonctionné, mais comme il n'y avait pas eu perte de réfrigérant, l'injection d'eau a provoqué des vibrations dans les pompes et les tuyauteries ; les seules conséquences furent le détachement d'un support de tuyauterie et l'endommagement d'une vanne. Les réparations devaient se terminer fin janvier 1974. L'AEC pense que l'arrêt du réacteur par l'opérateur a été "une action imprudente", trop rapide, créant les conditions pour une mise en route du refroidissement de secours du coeur sans nécessité.

...

2.3 - Analyses systématiques d'incidents

Un certain nombre d'analyses systématiques d'incidents, portant en général sur un matériel donné d'une filière donnée, a été fait ; ces analyses permettent de dégager des enseignements touchant la conception, la fabrication et l'exploitation des matériels concernés et des systèmes qui leur sont associés.

Citons :

2.3.1 - Combustibles des centrales à eau ordinaire

L'expérience de ce combustible, surtout pour les centrales de grande puissance - qui ont démarré en 1969/1970 - commence seulement à être exploitable (références 14).

Densification
.....

En avril 1972, à GINNA, on découvrit des anomalies sur le combustible. A la suite de cela, l'AEC décida de limiter la puissance de cette centrale et de six autres réacteurs PWR, puis - à titre conservatoire - de 10 centrales BWR, et ce, en attente d'études approfondies.

L'anomalie est une réduction de volume du combustible en fonctionnement normal (ce combustible présentait à la fabrication 5 à 10 % de porosité pour retenir ultérieurement les produits de fission) pouvant conduire à un écrasement des gaines au droit des vides. Ce phénomène se traduit en fonctionnement normal par une augmentation locale de la puissance libérée par le crayon, d'où une pointe de flux sur les canaux voisins, et par une dégradation des échanges thermiques entre oxyde d'uranium et gaine ; par une plus grande énergie stockée par le combustible, d'où une plus grande fragilité de la gaine dans le cas d'un hypothétique accident de perte de réfrigérant. Dans ces conditions, pour respecter les limites admissibles pour le combustible en cas d'accident de perte de réfrigérant, l'exploitation ne peut se poursuivre qu'en limitant la puissance du coeur.

...

A court terme, les 7 PWR ont repris un fonctionnement quasi normal après remplacement du combustible par nouveau combustible moins susceptible de se densifier (UO_2 de porosité plus faible et plus stable) et pressurisé intérieurement à l'hélium pour soulager la gaine et éviter son écrasement. Les restrictions de puissance des BWR ont été presque toutes levées.

D'ores et déjà, GENERAL ELECTRIC en 1971 et WESTINGHOUSE en 1973 ont mis sur le marché un nouveau type de combustible qui doit permettre, par sa plus grande division - à même puissance de la centrale - une puissance maximale développée par le crayon le plus sollicité de 30 % inférieure ; ce qui permet d'accroître très sensiblement les marges par rapport aux critères imposés par l'AEC.

Accidents de manutention

La référence 15 décrit plusieurs de ces incidents (sans conséquence radiologique pour aucun d'entre eux). La cause de la plupart a été un mécanisme défectueux.

2.3.2 - Grappes de commande des centrales à eau ordinaire

CONNECTICUT YANKEE

Remplacement de deux assemblages - défauts sur mécanismes. Plus tard (avril 1970) : mauvais alignement de certaines grappes obligeant à une baisse de puissance - relais défectueux.

ROBINSON (avril 1970)

Incident provoqué par le non-respect des spécifications dimensionnelles sur certains tubes-guides.

PALISADES (décembre 1970)

Endommagement de grappes. La cause pourrait être une corrosion provoquée par un dégazage défectueux du circuit primaire (présence d'azote).

...

OCONEE (décembre 1971)
.....

Endommagement d'un mécanisme - même cause.

A partir de 1969, l'AEC s'intéresse aux défaillances systématiques du système d'arrêt d'urgence et exige maintenant l'étude de certains transitoires sans que l'arrêt d'urgence ne fonctionne (ATWS) ; ces études, en cours, pourraient conduire à l'adoption d'un système d'arrêt supplémentaire.

2.3.3 - Instrumentation du coeur (eau ordinaire)

La référence 16 analyse deux types de défaillances systématique de l'instrumentation du coeur (MILLSTONE POINT 1 et DRESDEN 1).

2.3.4 - Incendies

- Graphite-gaz : cf. référence 4 sur les incendies de canal.
- Eau ordinaire USA : cf. référence 18 sur 7 incendies (dont aucun n'a affecté les parties nucléaires des centrales.

2.3.5 - Défaillance de robinetterie

C'est la défaillance la plus communément rencontrée dans les centrales à eau ordinaire : la référence 19 analyse 373 défaillances survenues dans les centrales américaines à un taux moyen variable de 3 à 8 défaillances par tranche et par an et conclut :

- à la modification du dessin de certains robinets,
- à la nécessité d'augmenter la surveillance, la sévérité des procédures d'exploitation et l'entraînement du personnel.

...

2.3.6 - Fuites des tubes des générateurs de vapeur PWR

Cf. PALISADES, BEZNAU, GINNA, etc ...

2.3.7 - Eclatement des groupes turbo-alternateurs

Cet accident a fait depuis quelques années, l'objet d'études visant, soit à en réduire la probabilité, soit à en analyser les conséquences pour les centrales nucléaires du fait d'émission de projectiles de grande énergie cinétique (références 20).

3 - ENSEIGNEMENTS

Nous avons vu au § 1 que l'AEC faisait la collecte systématique de tous les incidents, même mineurs, touchant la sûreté des centrales américaines ; les plus significatifs d'entre eux font l'objet d'un rapport publié comportant les paragraphes suivants :

- résumé des événements,
- analyse,
- analyse et évaluation des implications en matière de sûreté,
- actions correctrices,
- conclusions.

De même, les leçons que l'on peut tirer des incidents sont analysés dans les réunions périodiques de spécialistes : citons encore, à titre d'exemple, le 5ème congrès de FORATOM à FLORENCE en octobre 1973 (référence 21).

...

3.1 - Intérêt de l'analyse des incidents

3.1.1 - Sur le plan de l'information

L'étude des incidents des centrales nucléaires, et nous savons qu'il n'y avait pas eu d'incidents à conséquence grave, montre le bien-fondé de la conception et des dispositifs de sûreté. La publication détaillée des événements sert à rectifier les informations hâtives incorrectes ou fantaisistes qui circulent trop souvent touchant une technique de vulgarisation difficile ; donnons, à titre d'exemple, un extrait de l'information diffusée par la 2ème chaîne de l'ORTF sur la densification du combustible à eau ordinaire, le 21 août 1973 : "Ce sont les barreaux d'uranium ... qui sont en cause. Ces barreaux sont en fait composés de plusieurs gaines (ou couches) ... Dans les centrales dites à eau bouillante ... ces barreaux d'uranium cuisent comme un véritable morceau de gruyère et des trous apparaissent au milieu des barreaux... Au seuil d'une grande et prévisible crise mondiale de l'énergie, il est frappant de voir que l'une des armes dont voulaient se servir les pays industrialisés pour pallier le manque de pétrole devient de moins en moins crédible ...".

3.1.2 - Pour les autres centrales du même type

- Les incidents sur les installations expérimentales (provoqués ou non) et sur les centrales permettent le développement et la rectification d'erreurs dans les domaines suivants :
- - conception de la filière ou des circuits et des matériels de cette filière : c'est ainsi que l'expérience BORAX 1 aux USA a permis le développement des réacteurs à eau bouillante (rappelons que ce réacteur a été poussé en 1954 jusqu'à l'autodestruction) ; après l'incident de SHIPPINGPORT (éjection d'une barre de commande, 1 mort), une protection antiprojectile a été mise en place dans tous les PWR (cf. schéma n° 4).
- construction et montage : l'USAEC transmet aux producteurs d'électricité, sur demande, tous les incidents survenus sur tel ou tel matériel.

...

- procédures d'exploitation : contrôles et essais, suppression des cas de mauvais fonctionnement, etc.

Dans ce dernier domaine, l'expérience de l'inspection, de l'entretien et des réparations (cf. références 21 et 22) a permis de mettre au point des recommandations applicables aux centrales nouvelles, visant à réduire les doses absorbées par les travailleurs.

En outre, les enseignements tirés des incidents permettent d'améliorer l'assurance de qualité.

- 3.1.3 - L'analyse du fonctionnement normal des réacteurs et des incidents sert de corrélation expérimentale des codes de calcul : ceci est particulièrement important dans les domaines où les expériences sont longues et coûteuses, par exemple pour le combustible.

- 3.1.4 - Pour les études de disponibilité et de fiabilité

L'utilisation de résultats statistiques relatifs à la disponibilité ou à la fiabilité des matériels, qui nécessite un grand nombre de données soigneusement ordonnées, semble être possible aujourd'hui pour les centrales nucléaires. Ces statistiques doivent être utilisées comme un outil pouvant servir d'élément d'appréciation en vue de prises de décision sur des problèmes particuliers ou pour l'évaluation quantitative de la sûreté.

L'AEC (référence 2) a publié l'analyse suivante portant sur les incidents significatifs portés à sa connaissance, survenus sur les centrales américaines à eau ordinaire :

...

Cause de l'incident / Nombre	ANNEES		
	1970	1971	1972 *
Défaillance de composants passifs (ex : tubes de condenseur, petites tuyauteries)	22 (43 %)	17 (20,5 %)	27 (23 %)
Défaillance de composants actifs (ex : vannes, pompes)	21 (41 %)	51 (61,5 %)	83 (69 %)
Erreur humaine (ex : transgression des procédures d'exploitation)	8 (16 %)	15 (18 %)	10 (8 %)
Pourcentage d'incidents sur tranches en fonctionnement depuis moins d'un an	50 %	40 %	30 % (sur 16 % du nombre total de tranches).

* Pendant cette période, le nombre d'évènements portés à la connaissance de l'AEC a augmenté : ceci explique en partie l'augmentation apparente du taux d'incident :

	1970	1971	1972
	Evènement/tranche-mois		
Tranches en fonctionnement depuis moins d'un an	0,27	0,40	0,52
Autres	0,81	0,59	1,0
Toutes tranches	0,17	0,27	0,39

On doit pouvoir aboutir, à moyen terme et pour les systèmes et matériels importants, à des modèles de fiabilité tenant compte de l'intervalle des essais périodiques. Les modèles utilisent de plus en plus, la technique d'arbres de défauts, déjà employée avec succès dans l'aéronautique et l'aérospatiale.

...

3.1.5 - Pour les analyses de sûreté

Les analyses doivent figurer obligatoirement dans les rapports de sûreté nécessaires à l'obtention des autorisations de construire et d'exploiter. Les analyses tiennent compte du déroulement réel des incidents observés - certaines hypothèses utilisées, trop pessimistes peuvent être corrigées - d'autres reçoivent une confirmation a posteriori (ex : en août 1973, une barre de commande est restée bloquée en position haute à TURKEY POINT 3. Le 30 Novembre 1973 s'est produit une rupture d'arbre de pompe primaire à SURRY 1 : référence 24). D'autres incidents, qui n'étaient pas étudiés, le sont à partir du moment où ils se sont produits (ex : rupture de tuyauterie d'eau alimentaire de GV).

3.2 - Difficultés des études d'incidents

3.2.1 - Les centrales nucléaires représentent une technique de pointe. De plus, le nombre de centrales est réduit, compte tenu des différents types de centrales et des divers paliers dans chaque type.

3.2.2 - L'analyse d'un incident est ardue. La cause première est parfois difficile à trouver. Un même incident peut avoir des causes multiples influant sur son déroulement. Le grand nombre d'incidents nécessite un classement soigné pour en permettre l'exploitation.

Une attention particulière doit être portée aux défauts de mode commun, difficiles à mettre en évidence mais qui provoquent un vieillissement prématuré des installations.

3.2.3 - Outre que ces événements mettent en jeu des intérêts commerciaux (constructeurs), il existe certains obstacles d'ordre psychologique à l'analyse correcte et à la diffusion des enseignements.

3.3 - Conclusions

3.3.1 - On peut affirmer que, jusqu'à maintenant, il n'est apparu aucun incident mettant en doute la possibilité d'atteindre, dans un délai raisonnable, les mêmes buts que ceux que l'on se fixe pour les centrales classiques.

...

Le fait que la courbe de fiabilité tende assez lentement vers une valeur considérée comme acceptable dans l'industrie (si l'on considère l'évolution d'industries similaires) est dû à une innovation technique trop rapide qui a caractérisé dans le passé le développement des centrales nucléaires avec un nombre trop faible d'installations réalisées à chaque niveau de développement (référence 21).

Souvent les enseignements se limitent à quelques centrales de la même série ; le journal "LE MONDE" du 12 mars 1974 notait ainsi pour les centrales anglaises AGR :

"Neuf ans après le coup d'envoi, la centrale chef de file - "DUNGENESS B - n'est toujours pas entrée en service... elle n'a même pas tenu le rôle de pilote qui lui avait été confié. Comme la construction des autres centrales progresse - sait cahin-caha, il est vrai, aucune installation n'a bénéficié des enseignements à retirer des autres. Les Anglais ont pratiquement construit quatre prototypes en même temps".

3.3.2 - La standardisation, qui permet d'établir des lois statistiques de défaillance, est le moyen le plus efficace pour augmenter la fiabilité et, par conséquent, la disponibilité des composants et de l'installation entière (référence 21). Si les avantages provenant des moyens résultant du progrès technique justifient le risque encouru du fait de l'évolution, il faut, pour ces composants nouveaux :

- évaluer leur comportement aux vibrations, contraintes thermiques, corrosion, etc... par des essais nombreux et représentatifs ;
- adopter une assurance de qualité sévère éliminant le risque d'erreur humaine dans la conception et la réalisation.

Les données statistiques doivent servir à :

- accroître la qualité de service des matériels,
- apporter des éléments pour le choix des schémas et des matériels,

...

- faire une évaluation quantitative de la sûreté servant à :

- . établir les consignes d'exploitation et la cadence des essais périodiques,
- . améliorer les points faibles des installations.

On voit donc tout l'intérêt d'une exploitation rationnelle des incidents survenus dans les centrales nucléaires.

Extraits de la note E.D.F - E - SE/IA 74.02.15
du 11 avril 1974 - OLIOT F. :

INFORMATIONS PARUES DANS LA REVUE
"ATOMIC ENERGY CLEARING HOUSE"
(Vol. 20 n° 13 du 1er avril 1974)

TOUR D'HORIZON HEBDOMADAIRE DES INSTALLATIONS NUCLEAIRES
(p. 55 à 79)

- ON 1 Commonwealth Edison signale l'incident du 19 octobre 1973 à ZION 1 : défaillance de l'instrumentation de température moyenne de la boucle primaire C lors d'un essai périodique du système de protection du réacteur (p. 56 à 57).
- ON 2 Commonwealth Edison signale l'incident du 4 mars 1974 à ZION 2 : la vanne d'isolement du circuit principal de vapeur ne s'est pas fermée à la suite de la rupture du corps de la pompe hydraulique actionnant cette vanne (p. 57 à 58).
- ON 2 Commonwealth Edison signale l'incident du 2 mars 1974 à ZION 2 : défaillance d'un comparateur de la chaîne niveau de pressuriseur due à la rupture d'un condensateur (p. 58 à 59).
- ON 2 Commonwealth Edison signale l'incident du 16 janvier 1974 à ZION 2 : défaillance d'un comparateur de la chaîne débit vapeur due à la dégradation des amplificateurs (p. 59 à 60).
- CONNECTICUT
YANKEE Connecticut Yankee Atomic Power Co signale une éventuelle dégradation de l'un des quatre filtres à charbon actif de l'enceinte de CONNECTICUT YANKEE ; des traces d'acide borique ont été découvertes à proximité d'un ventilateur de recirculation d'air lors d'une inspection de l'enceinte le 1er mars 1974 (p. 60 à 61).
- PALISADES Consumers Power Co signale que l'installation de compactage des déchets de PALISADES ne fonctionne plus depuis octobre 1973 par manque d'approvisionnement en mazout (p. 61).

TURKEY
POINT 1 Florida Power and Light Co donne des informations supplémentaires sur les causes de l'incident du 15 janvier 1973 à TURKEY POINT 1 : fuite du circuit primaire à la suite de la rupture des raccords boulonnés d'une cellule de pression différentielle (p. 62).

TURKEY
POINT 3 Florida Power and Light Co publie le rapport d'inspection des supports para-sismiques BERGEN PATERSON des tuyauteries principales de TURKEY POINT 5 (p. 63).

OYSTER
CREEK Jersey Central Power and Light Co signale l'incident 74-17 du 7 mars 1974 à OYSTER CREEK : défaillance d'un disjoncteur lors du transfert de la puissance de la centrale du transformateur auxiliaire IB au transformateur de démarrage SB, le réacteur étant en procédure d'arrêt (p. 63 à 64).

OYSTER
CREEK Jersey Central Power and Light Co signalé l'incident 74-18 du 8 mars 1974 à OYSTER CREEK : défaillance de 3 amortisseurs hydrauliques BERGEN PATERSON situés sur le condenseur d'isolement dans l'enceinte sèche par manque d'alimentation en fluide (p. 64 à 65).

OYSTER
CREEK Jersey Central Power and Light Co signale l'incident 74-19 du 9 mars 1974 à OYSTER CREEK : violation des spécifications techniques, l'intégrité de l'enceinte primaire n'ayant pas été maintenue, alors que la température de l'eau du réacteur était supérieure à 100 °C et que le réacteur était chargé en combustible (p. 65 à 66).

OYSTER
CREEK Jersey Central Power and Light Co signale l'incident 74-20 du 10 mars 1974 à OYSTER CREEK : taux de fuite trop élevé des vannes d'isolement du circuit principal de vapeur (p. 66 à 67).

MONTICELLO Nothern States Power Co signale l'incident des 16 et 17 mars à MONTICELLO : taux de fuite trop élevé des vannes d'isolement de l'enceinte primaire (p. 67).

FORT
CALHOUN 1 Omaha Public Power District signale l'incident 74 A-3 du 27 février à FORT CALHOUN 1 : dérive des points de consigne des pressostats de l'enceinte (p. 67 à 68).

FORT
CALHOUN 1 Omaha Public Power District signale l'incident 74 A-4 du 16 janvier 1974 à FORT CALHOUN 1 : dérive du point de consigne du bistable basse pression du générateur de vapeur (p. 68 à 69).

PEASE

Public Service Co of New Hampshire donne des informations sur l'exposition aux accidents d'avion du site de PEASE (p. 69).

DIRECTORATE OF REGULATORY OPERATIONS

Consolidated Edison Co of New York signale l'exposition à 3 050 millirems d'un mécanicien pendant la période du 1er octobre au 31 décembre 1973, celui-ci assurant la maintenance des générateurs de vapeur d'INDIAN POINT 1 (p. 73)

OYSTER
CREEK

Jersey Central Power and Light Co signale les incidents suivants à OYSTER CREEK :

Incident 74-14 du 22 février 1974 : défaillance de deux casse-
vide entre le tore et l'enceinte sèche, observée lors d'un
essai périodique (p. 74 à 75).

Incident 74-21 du 13 mars 1974 : défaillance des indicateurs
haut débit du circuit principal de vapeur observée lors de la
lecture journalière de ces indicateurs (p. 75).

Incident 74-22 du 15 mars 1974 : dérive du point de consigne de
l'indicateur basse pression du circuit principal de vapeur,
observée lors d'un essai périodique (p. 76 à 77).

Incident du 15 mars 1974 : dérive du point de consigne des
indicateurs haut débit du circuit des condensats du conden-
seur d'isolement (p. 77 à 78).

REACTEURS A EAU ORDINAIRE - ACCIDENTS DE CRITICITE OU DUS A DES VARIATIONS DE REACTIVITE

D A T E	INSTALLATION	1. CAUSE 2. MECANISME D'ARRET	IRRADIATION	DOMMAGES
Décembre 1949	LASL - USA (bouilleur)	1. Retrait manuel de deux barres de commande. 2. Expansion et montée de la température neutron.	1 à 2,5 rem gamma.	Non.
12.12.1952	NRX, Chalk River - Canada Réacteur de recherche à eau lourde en service depuis 1948.	1. Mauvais fonctionnement des barres de commande et ensemble de défaillances des circuits de sûreté. 2. Décharge de modérateur (eau lourde).	Plusieurs : max. 17 rem la plupart < 4 rem.	Coeur, qui a dû être remplacé.
22.7.1954	NR15 Idaho BORAX 1 Réacteur expérimental BWR U.S.A	1. Estimation trop faible de l'excursion de puissance testée. 2. Vaporisation brutale de l'eau	Non.	Destruction du coeur.
3.10.1954	HANDFORD - U.S.A Réacteur ploutonique à U naturel et graphite refroidi à l'eau. (1ère criticité 1946)	1. Fuite d'eau changeant la configuration du réacteur pour une courte durée. 2. Changement de position des barres de commande, puis scram.	Non.	Plusieurs éléments combustibles.
29.11.1955	NR15 Idaho EBR 1 Mark II - U.S.A Réacteur expérimental à neutrons rapides (en service depuis 1957).	1. Estimation trop basse des effets attendus. Premier essai de scram non réussi. 2. Arrêt au 2ème scram ; déformation du coeur.	Irradiation mineure.	Fusion du coeur ; contamination faible.
9.10.1957	WINDYHOLE, G.B Réacteur ploutonique à graphite, refroidi par air (en service depuis juillet 1950).	1. Relâchement d'énergie Wigner, feu d'uranium déclenché par surchauffe nucléaire. 2. Noyage.	Irradiation limitée de personne + relâchement général de radio-activité, récolte de lait détruite sur > 300 km ² .	Importants pour le coeur ; réacteur non reconstruit.
19.11.1958	NR15 - HTRE 3 - U.S.A (Criticité : octobre 1958).	1. Défaillance de l'instrumentation de contrôle. 2. Fusion subite et/ou scram.	Personnes : non. Contamination du site.	Fusion du coeur, sans dommage sur le reste de l'installation.
24.7.1959	SRE - Californie - U.S.A Réacteur à U enrichi et graphite refroidi au Na (I et II). (Criticité en 1957 - en puissance depuis mai 1958).	1. Blocage de canaux de refroidissement par impuretés provenant d'une surchauffe, peut-être déformation du coeur. 2. Scram manuel.	Personnes : non. Relâchement de 0,3 % de l'activité du coeur.	Fusion de 12 des 43 éléments combustibles ; ont été remplacés.
3.4.1960	WTR - U.S.A Pile expérimentale W à eau légère. (Criticité en 1959).	1. Sous-refroidissement d'un élément combustible surchauffé (peut-être défectueux) - Réponse négative de l'auto-contrôle. 2. Scram manuel.	Personnes : non. Relâchement mineur d'activité sur le site.	Fusion de l'élément.

D A T E	I N S T A L L A T I O N	1. CAUSE 2. MECANISME D'ARRET	I R R A D I A T I O N	D O S I M E T R E S
3.1.1951	NRIS - SL 1 - U.S.A. Prototype militaire NUK à cycle direct - électronique. (Critique : en août 1958).	1. Retrait manuel d'une barre de commande. 2. Expansion, ébullition, évaporation du cœur.	3 morts. Irradiation supérieure à 800 rem/h dans le bâtiment ; 14 personnes dose > 5 rem.	Destruction du cœur, soulèvement de la cuve de 2,75 m, réacteur démantelé.
8.11.1962	NRIS - SPERT 1 - U.S.A. Réacteur expérimental (étude des transitoires).	1. Expérience de transitoire de réactivité. Effets du dégagement d'énergie plus importants que prévus. 2. Expansion, vides de la vapeur, mais pas par fusion.	Personnes : non. Contamination du site limitée.	Destruction du cœur.

B I B L I O G R A P H I E

- 1 - Incidents des centrales nucléaires en exploitation : type d'information disponible et étude d'un schéma de travail pour faciliter leur exploitation.

CHAPRON M. - E.D.F.-E-SE/GP 73-64 du 30.8.73.

- 2 - The safety of nuclear power reactors (light water-cooled) and related facilities.

USAEC - WASH - 1250 - July 1973.

- 3 - Conséquences de l'accident de WINDSCALE et étude de la validité du modèle mathématique de diffusion atmosphérique de SUTTON.

MARTIN Jean-Jacques - E.D.F - Mars 1960.

- 4 - Note sur les incendies dans les réacteurs de la filière graphite-gaz-uranium naturel, version non intégrée.

CARNINO A. et GIRARD C. - C.E.A - DEP/GTSP/Ca n° 15668 et S n° 302 - Références bibliographiques - 15 mai 1968.

- 5 - Fuel melting incident at the Fermi reactor on oct. 5, 1966.

R.L SCOTT Jr - Nuclear Safety Vol. 12 n° 2, March-April 1971.
16 références bibliographiques.

- 6 - Les incidents survenus au réacteur de la centrale nucléaire des Ardennes.

J. KIEFER, P. ERKES, L. ABOUDHARAM, R. EVENEPOEL, H. KELLER, Mai 1971.

4ème conférence internationale des Nations Unies sur l'utilisation de l'énergie atomique à des fins pacifiques - GENEVE - 6 au 16 septembre 1971 (A/CONF.49/P/575).

- 7 - Preliminary report on the incident which occurred on 21st January 1969 in the Lucens experimental nuclear power station.

Nuclear Newsletter from Switzerland - n° 7 , Spring 1969.

Investigation of the incident at the Lucens-reactor continues.

Nuclear Newsletter from Switzerland - n° 10, January 1970.

- 8 - La caverne de Lucens deviendra-t-elle un dépôt de déchets radioactifs ?

E.D.F - Echo de Radioprotection - n° 7, 13 mai 1970.

- 9 - Réparation et redémarrage de Saint-Laurent 1 après un incident de fusion d'éléments combustibles.

A. KNOCKAERT, A. TESTE DU BAILLER, E.D.F.

4ème conférence internationale des Nations Unies sur l'utilisation de l'énergie atomique à des fins pacifiques - GENEVE - 6 au 16 septembre 1971 (A/CONF.49/P/811) - Bibliographie.

- 10 - Aspect de la radioprotection pendant les interventions de Saint-Laurent-des-Eaux.

J. GRAND, J. HURTIGER - E.D.F Bulletin de l'ATEN, fin 1971.

- 11 - DRESDEN 2 incident of june 5, 1970.

Nuclear Safety, vol. 12 n° 5, September-October 1971.

Letter to the editor : questions regarding the Dresden 2 incident.

Nuclear Safety, vol. 13 n° 4 - July-August 1972.

- 12 - Rapport du stage du 4.2.72 au 28.7.72 effectué auprès de BABCOCK & WILCOX aux U.S.A.

LE SUEUR Ph. - E.D.F - E - SE/TB 73-19 (PC 69) du 15.3.73.

- 13 - ROBINSON 2 - Rupture d'une tuyauterie vapeur - Prévention à FESSENHEIM.

DELAUNEY S. - E.D.F - R.E.C R - H 74/07 du 7.2.74.

- ROBINSON 2 - Tenue des tubes de GV lors d'un accident de dépressurisation du secondaire.

CHAPRON M. - E.D.F - E - SE/GP 73-61 du 30.8.73.

- TURKEY POINT 3 - Rupture des soupapes de sécurité vapeur lors des essais à chaud.

CHAPRON M. - E.D.F - E - SE/GP 73-62 du 30.8.73.

- GINNA - Atomic Energy Clearing House - vol. 19 n° 3 du 15.1.73.
- SURRY 1 - Rupture d'un détecteur de température entraînant une perte de fluide primaire.
CHAPRON M. - E.D.F - E - SE/GP 73-63 du 30.8.73.
- PALISADES - Atomic Energy Clearing House - vol. 19 n° 2 du 8.1.73 et n° 8 du 19.2.73.
- QUAD CITIES - Atomic Energy Clearing House - vol. 19 n° 14 du 2.4.73.
- SAN ONOFRE 1 - E.C.C.S Works, but AEC says it wasn't needed.
Nuclear News - January 1974.
- 14 - Incidents rencontrés sur le combustible PWR WESTINGHOUSE en 1971/1972.
FABRE C. - E.D.F - E - SE/TB 73-6 du 29.6.73 - Bibliographie.
- Séminaire GENERAL ELECTRIC sur les performances du coeur et du combustible BWR.
FABRE C. - E.D.F - E - SE/TB 73-38.
- 15 - Fuel handling incidents.
A.E.C - Operating experiences - Reactor Safety n° 72-1 du 14.1.72.
- 16 - Common mode failure of incore instrumentation (light water-cooled reactors).
U.S.A.E.C - Operating experiences - Reactor Safety - n° ROE 73-7 du 31.8.73.
- 17 - Evaluation of incidents of primary coolant release from operating BWR.
U.S.A.E.C - DRO - 30.10.72.

18 - Fires.

U.S.A.E.C - DRL - Operating experiences - Reactor Safety
n° 72-6 du 24.3.72.

19 - Valve malfunctions in nuclear power plants.

U.S.A.E.C - Operating experiences - Reactor Safety du 5.1.73.

20 - Etude du mode de rupture des rotors à disques soudés.

BLOT R. - E.D.F - E - SE/MT 74-15 du 25.3.74.

- Risque d'éclatement de groupe turbo-alternateur dans les centrales nucléaires à eau.

LEZER G, MOLINIER R. - E.D.F - E - SE/SN 74-03 du 12.2.74.

21 - Cinquième congrès de FORATOM (FLORENCE, 15-17 octobre 1973).
Centrales nucléaires en Europe : hier, aujourd'hui, demain.
Rapports généraux.

Bulletins d'information de l'ATEN - n° 104 (Novembre-Décembre 1973) et suivants.

22 - Expérience de l'inspection, l'entretien, les réparations et la décontamination dans les centrales nucléaires à eau ordinaire européennes.

E.D.F - Echo de Radioprotection - n° 37 du 1.4.74.

23 - Expérience de fonctionnement des centrales nucléaires françaises
Enseignements tirés de récents incidents.

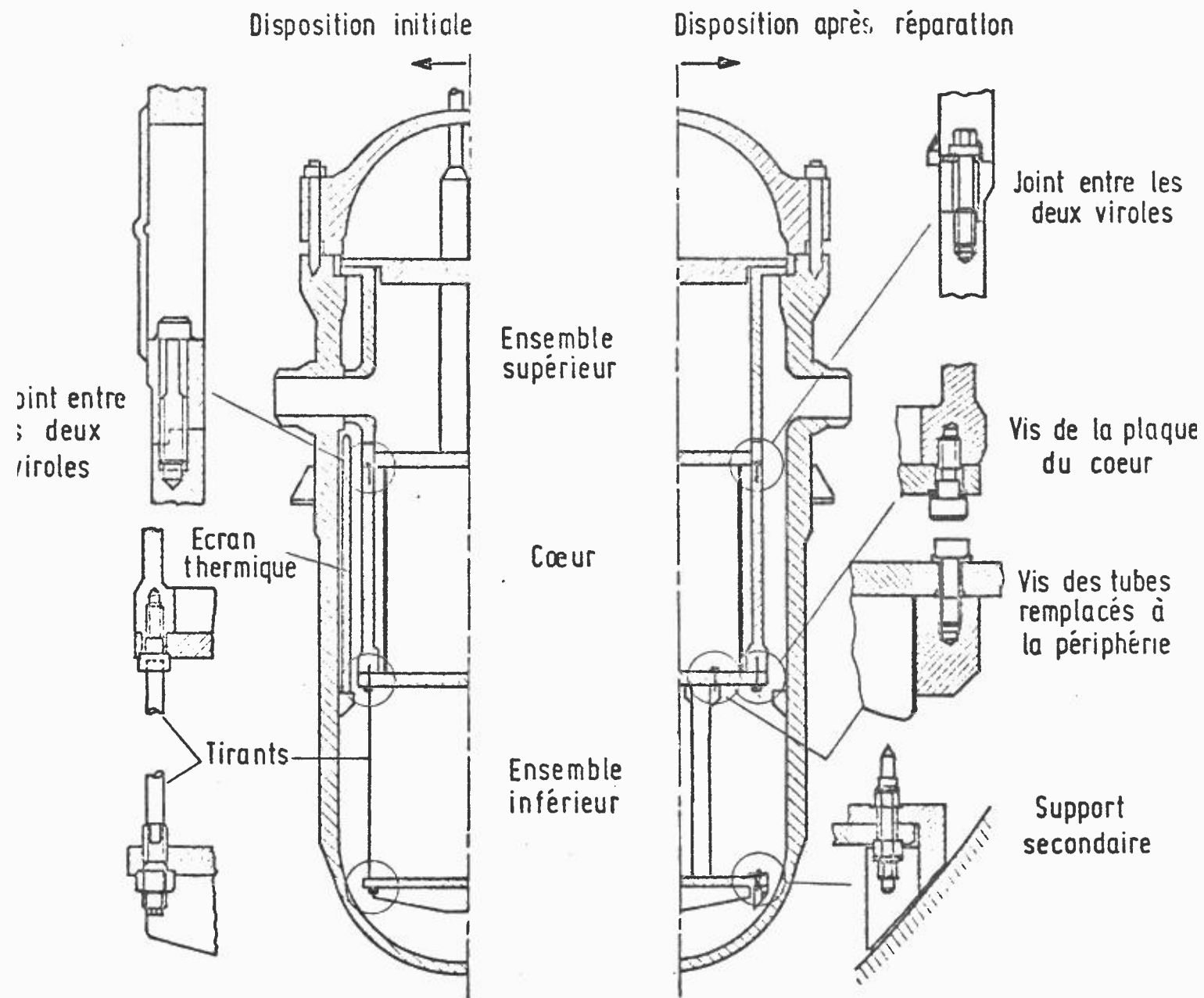
CLEMENT B., CEA et GRANGETAS J., EDF - IAEA/SM - 169/10 -
Colloque sur les principes et les normes de sûreté des réacteurs
JULIERS, RFA, 5 au 9.2.1973.

24 - Pump shaft failure - Manufacturing defects - Surry 1 - Nov. 1973.
Nuclear Power Experience - 31. Apr. 74.25 - Journée d'information "Expériences tirées de quelques interventions à l'intérieur des réacteurs de puissance", PARIS le 29 octobre 1970 -
Bulletin d'information ATEN (articles de MM. KIEFFER J., MARTIN JJ. et du Dr LETARD, EDF).

INCIDENTS SURVENUS AU REACTEUR SENA DISPOSITION DU REACTEUR AVANT ET APRES LA REPARATION

SCHEMA N°1

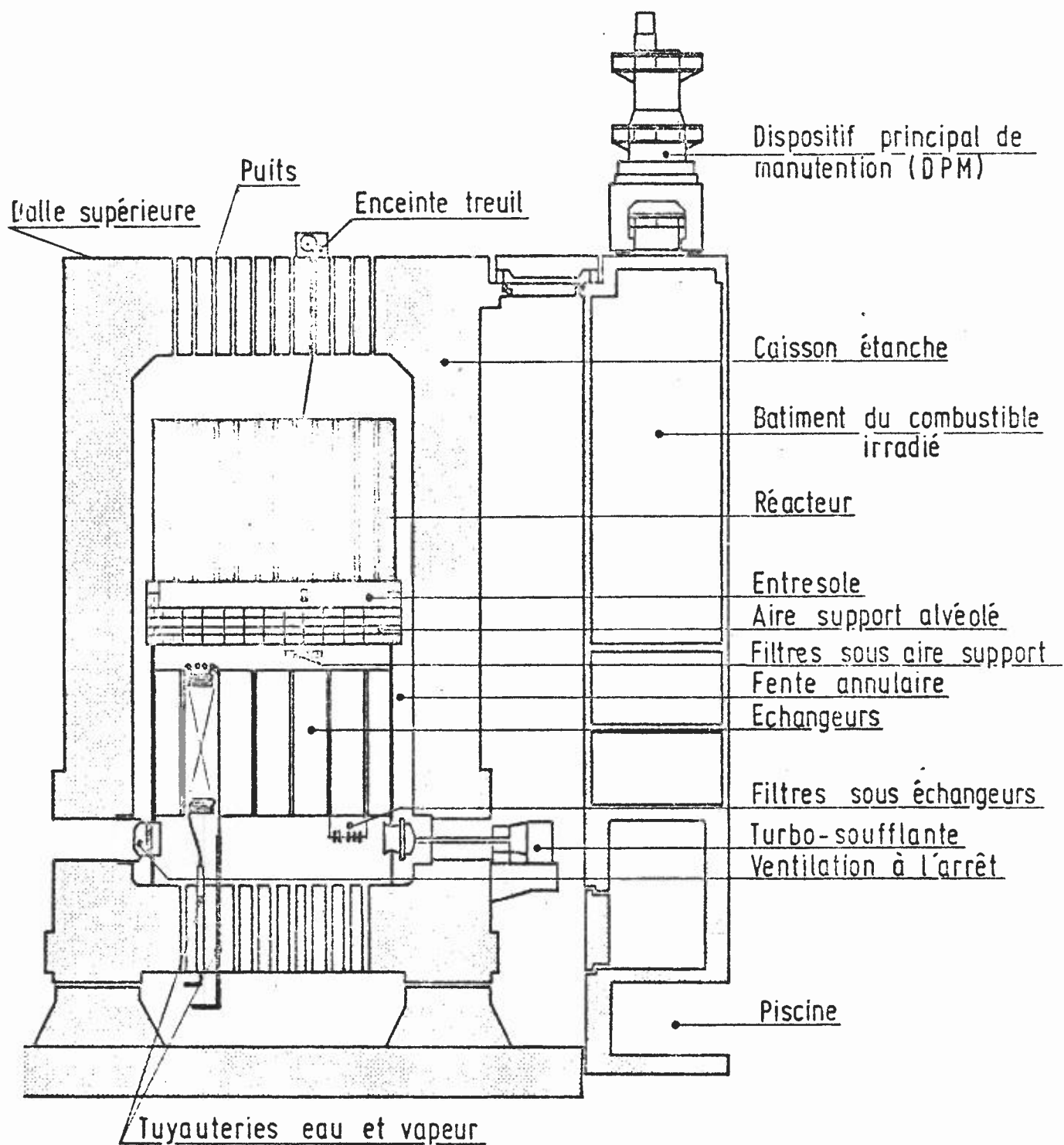
(tiré de la référence)



COUPE VERTICALE DU REACTEUR

SCHEMA N°2

(tiré de la référence 10)



DRESDEN 2

SCHEMA N°3

(tiré de la référence 11)

