

RAPPORT DAS N° 376

**DISPOSITIFS DE DEPRESSURISATION ET DE FILTRATION
DE L'ATMOSPHERE INTERNE DE L'ENCEINTE DE
CONFINEMENT D'UN REACTEUR NUCLEAIRE
EN CAS D'ACCIDENT GRAVE.**

A. L'HOMME*, J. ROYEN**

**Conférence européenne sur le traitement des
rejets gazeux dans les installations nucléaires.
(Luxembourg, 14-18 octobre 1985)**

*** CEA/IPSN/Fontenay-aux-Roses**

****OCDE/AEN/Paris**

1

DISPOSITIFS DE DEPRESSURISATION ET DE FILTRATION DE
L'ATMOSPHERE INTERNE DE L'ENCEINTE DE CONFINEMENT
D'UN REACTEUR NUCLEAIRE EN CAS D'ACCIDENT GRAVE

A. L'HOMME* et J. ROYEN**

* Commissariat à l'Energie Atomique
Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire
Centre d'Etudes Nucléaires de Fontenay-aux-Roses
FRANCE

** Organisation de Coopération et de Développement Economiques
Agence pour l'Energie Nucléaire
PARIS/FRANCE

Résumé

Sous l'égide de l'Organisation de Coopération et de Développement Economiques (OCDE) a été effectuée une enquête sur les systèmes (SDFC) permettant, en cas d'accident grave survenant sur un Réacteur à Eau sous Pression (REP) ayant entraîné une fusion du coeur, de dépressuriser l'enceinte de confinement et de filtrer les rejets vers l'environnement, dans le but de minimiser les conséquences de tels accidents. Etant donné que seule la FRANCE a déclaré envisager l'installation de tels dispositifs sur ses REP, l'enquête a été étendue à d'autres types de réacteurs à neutrons thermiques et refroidis par eau (BWR, CANDU).

On présente dans cet exposé les divers systèmes recensés pouvant plus ou moins faire office de SDFC : le système de filtration rustique par sable français, le dispositif FILTRA suédois, l'enceinte à vide et le système de décharge et de filtration de secours des centrales CANDU de la compagnie d'électricité canadienne Ontario-Hydro et les piscines à suppression de pression des BWR. On examine tour à tour les positions nationales concernant le principe de l'implantation de tels systèmes sur les centrales, la conception et les bases techniques des dispositifs, leurs procédures et critères d'utilisation, leurs avantages et leurs inconvénients.

Cet exposé est à considérer comme une version préliminaire du texte qui sera publié plus tard par l'OCDE, dans le rapport final du Groupe de Travail Principal n° 4 "terme source et conséquences sur l'environnement" au Comité sur la Sûreté des Installations Nucléaires (CSIN).

❖

1. Introduction

Dans le cadre du Groupe de Travail Principal n°4 (GTP4) "terme-source et conséquences sur l'environnement", dépendant du Comité sur la Sécurité des Installations Nucléaires (CSIN), au sein de l'Agence pour l'Energie Nucléaire (AEN) de l'Organisation de Coopération et de Développement Economiques (OCDE), a été effectuée une enquête sur les systèmes permettant, spécialement en cas d'accident grave survenant sur un Réacteur à Eau sous Pression (REP) ayant entraîné une fusion du coeur, de dépressuriser l'enceinte de confinement et de filtrer les rejets vers l'environnement, dans le but de minimiser les conséquences de tels accidents.

Cette enquête a été effectuée en distribuant un questionnaire aux représentants nationaux membres du GTP4, les différents points du questionnaire devant permettre de recenser les divers systèmes installés ou envisagés sur les REP, d'apprécier les bases techniques de leur conception, de comprendre leurs justifications et leurs procédures d'utilisation. Etant donné qu'une seule nation, la FRANCE, a déclaré envisager l'installation sur les REP de tels systèmes, l'enquête a été étendue, pour permettre la comparaison, à d'autres types de réacteurs à neutrons thermiques et refroidis par eau, tels les réacteurs à eau bouillante (BWR) ou les réacteurs canadiens CANDU, susceptibles d'utiliser des systèmes d'objectif analogue.

Le présent exposé constitue une version préliminaire du document qui sera inclus dans le rapport final du GTP4 pour le CSIN.

2. Panorama des positions nationales de principe

Quatorze organismes du monde nucléaire occidental ont répondu au questionnaire distribué aux membres du GTP4, ce qui permet de dresser un panorama assez complet des positions nationales concernant le principe de l'implantation sur les réacteurs de systèmes spéciaux de dépressurisation et de filtration destinés à minimiser les conséquences des accidents graves.

La FRANCE est la seule nation déclarant nettement envisager l'installation de tels systèmes sur ses REP. Ceci résulte d'une demande générale d'étude des autorités françaises de sûreté, concernant l'implantation sur les REP de mesures ultimes destinées à éviter ou limiter les conséquences des accidents graves avec fusion du coeur, bien que la probabilité d'occurrence de ceux-ci soit estimée très faible. En ce qui concerne la limitation des conséquences, l'objectif que l'on souhaite atteindre est de ramener les rejets, pour tous les accidents graves physiquement concevables, à une valeur compatible avec la faisabilité des Plans Particuliers d'Intervention (terme-source appelé S3 dans l'analyse française de sûreté). La mesure ultime U5, dans le cadre de laquelle se place le dispositif de filtration rustique, n'est d'ailleurs pas la seule mesure ultime de réduction des conséquences prévue; il en existe deux autres : U2 (recherche et traitement des défauts anormaux d'étanchéité du confinement) et U4 (minimisation des rejets à l'atmosphère en cas de percée du radier du bâtiment-réacteur par le corium).

Les autres nations dotées d'une puissance nucléaire installée importante comportant des REP (Etats-Unis d'Amérique : EU, République Fédérale Allemande : RFA, JAPON) déclarent ne pas envisager actuellement l'installation de SDFC (nous emploierons par commodité cette abréviation dans la suite de l'exposé, signifiant : Système de Dépressurisation et

de Filtration du Confinement, correspondant à l'abréviation anglaise FVCS : Filtered Vented Containment Systems) sur leurs REP, ceci ne voulant pas dire qu'elles ne font pas de recherche sur les SDPC. En résumé les justifications des positions actuelles des organismes de sûreté de ces trois pays sont les suivantes :

- EU : NRC (Nuclear Regulatory Commission) explique sa position en s'appuyant sur un critère économique : les études effectuées aux EU sur les SDPC ont abouti à un rapport coût/bénéfice défavorable.

- RFA : GRS (Gesellschaft für Reaktorsicherheit) pense que les problèmes posés par la production d'hydrogène lors du déroulement des séquences accidentelles doivent être résolus avant d'envisager toute implantation de SDPC sur les réacteurs.

- JAPON : JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute) a fait une analyse divisant les accidents hors dimensionnement en deux groupes, suivant leur probabilité estimée d'occurrence. Il estime que, pour les accidents de probabilité $>10^{-6}$, appelés SEA (Site Evaluation Accidents), il n'y a pas de risque de perte de l'intégrité du confinement, donc pas lieu d'implanter des SDPC. En ce qui concerne les accidents de probabilité $<10^{-6}$, JAERI ne justifie pas sa position dans sa réponse au questionnaire.

Si on élargit maintenant l'enquête à d'autres types de réacteurs que les REP, susceptibles de poser des problèmes analogues en cas d'accident grave avec fusion du coeur, c'est à dire, pensons-nous, à des réacteurs à neutrons thermiques et refroidis par eau, on recense trois systèmes pouvant plus ou moins faire fonction de SDPC : le système suédois FILTRA, l'enceinte "à vide" des Canadiens, les piscines à suppression de pression des BWR.

Le système suédois FILTRA constitue vraiment un SDPC. Son installation, qui sera terminée fin 1985, sur la centrale BWR 2 X 580 MWe (type Mk II) de BARSEBÄCK, résulte d'une décision prise, à la suite des réflexions d'un comité gouvernemental sur l'accident de TMI2, par le gouvernement suédois, imposant cette mesure comme une condition nécessaire pour obtenir l'autorisation de fonctionnement de la centrale à partir du 1er septembre 1986.

Dans le même temps, le gouvernement suédois a lancé un programme plus général d'étude, concernant la dizaine d'autres centrales nucléaires suédoises, dont l'objectif final est que toute mesure décidée doit être opérationnelle avant la fin 1989. Ce programme se décompose en deux parties : le projet RAMA (Reactor Accident Mitigation Analysis), destiné à fournir une base technique générique pour l'évaluation et la conception des mesures et qui s'est terminé début 1985, et le projet MITRA (Mitigation of Reactor Accidents), consistant en des études spécifiques d'application effectuées par les exploitants sur leurs propres centrales. A l'heure actuelle, le gouvernement suédois n'a pris aucune décision sur les centrales autres que BARSEBÄCK.

L'enceinte à vide et le système de décharge et de filtration de secours (en anglais Emergency Filtered Air Discharge EFAD), installés sur les centrales CANDU d'une des compagnies canadiennes d'électricité Ontario-Hydro, ne peuvent pas être considérés comme un SDPC à part entière. En effet, l'objectif premier de ce dispositif est d'empêcher les fuites incontrôlées de produits radioactifs hors du confinement après un APRP (Accident de Perte de Réfrigérant Primaire, correspondant à l'abréviation anglaise LOCA), en fournissant un chemin préférentiel de fuite contrôlé et filtré. Son fonctionnement ne peut être optimal que dans des conditions d'atmosphère (température, pression, composition

gazeuse) moins sévères ou au plus égales à celles correspondant aux accidents de dimensionnement et qu'en permanence de certaines alimentations électriques. Cependant, bien qu'il ne soit pas prévu pour, ce dispositif aurait certainement quelque efficacité en cas d'accident hors dimensionnement.

Les piscines à suppression de pression des BWR ne sont de même pas de vrais SDFC. Leur objectif originel est, en cas de fuite de vapeur dans l'enceinte de confinement, de maintenir la pression interne à une valeur acceptable, en condensant la vapeur d'eau par barbotage dans une piscine. Il est cependant évident que cette piscine offre une certaine capacité de rétention pour les produits radioactifs éventuellement entraînés avec la vapeur d'eau, mais il ne semble pas, à notre connaissance, qu'elle ait été optimisée à ce point de vue (par exemple : il faudrait une hauteur d'eau assez importante pour piéger les aérosols, des additifs chimiques augmenteraient la capacité de rétention de l'eau vis-à-vis de l'iode moléculaire).

Pour conclure sur les deux derniers systèmes évoqués ci-dessus (enceinte à vide des CANDU, piscine à suppression de pression des BWR), il est clair que leur installation sur les réacteurs n'est pas principalement motivée par une demande des autorités de sûreté des pays impliqués concernant le traitement des accidents graves avec fusion du cœur.

3. Description et bases techniques des dispositifs

3.1. Filtre rustique français

Le SDFC actuellement étudié par la FRANCE est un filtre à sable de dimension modeste, car il n'a pas vocation de piéger la vapeur d'eau par condensation. On espère obtenir un coefficient d'atténuation (défini comme le rapport de la masse entrante dans le filtre à la masse sortante) de l'ordre de 10 pour les aérosols.

Les caractéristiques de la référence du fluide à filtrer, à prendre en compte pour la conception du filtre, ont été établies à partir d'études faites en 1979 par l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) du Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) sur deux scénarios AB et TMLB (A = Accident de Perte du Réfrigérant Primaire APRP, B = perte totale des sources électriques, T = transitoire, M = perte de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur, L = perte de l'alimentation en eau de secours des générateurs de vapeur). Elles sont en résumé les suivantes : débit massique maximal = 3,5 kg/s, teneur en vapeur d'eau = 29%, température = 140°C, contenu en aérosols : quantité totale = 5kg, concentration maximale = 0,1g/m³, diamètre médian en masse = 1 μm.

Electricité de France (EDF) a pris la décision d'implanter ce filtre sur ses REP. Bien que la conception exacte du dispositif ne soit pas encore arrêtée, on peut dire en gros que le lit filtrant, de surface 40m² et de hauteur 80 cm, sera installé dans un caisson métallique étanche, isolé par des vannes, relié à l'atmosphère interne de l'enceinte par une pénétration existante et rejetant à la cheminée. Le gaz doit être détendu avant son entrée dans le filtre à une pression voisine de 0,1MPa, la perte de charge maximale dans le lit filtrant étant de 0,01MPa.

L'IPSN effectue un programme de recherche et développement sur la filtration par le sable. Ce programme est appelé PITEAS et comprend deux parties, la première étant à ce jour terminée et la seconde en cours :
- une première partie, composée d'essais de laboratoire à petite échelle, destinée à identifier et caractériser le milieu filtrant,

5

- une seconde partie, comprenant des essais effectués dans une enceinte de quelques mètres cubes, destinés à déterminer, dans des conditions plus représentatives, en particulier d'échelle, l'efficacité du système et son aptitude à assurer sa mission.

Les résultats expérimentaux obtenus dans la première partie ont abouti à retenir, pour le matériau filtrant du système de filtration rustique à implanter sur les réacteurs, un sable de granulométrie log-normale caractérisée par un diamètre médian en masse de 0,6mm et un écart-type ≤ 2 . En outre, les expériences réalisées, il est vrai à petite échelle et pour des temps courts de filtration, n'ont pas laissé craindre, pour les conditions prévues d'utilisation, un colmatage du filtre par les aérosols ou la vapeur d'eau condensée ou un relargage notable des aérosols piégés.

3.2. Dispositif suédois FILTRA

Le dispositif FILTRA, installé en 1985, est commun aux deux tranches BWR de la centrale de BARSEBÄCK. Les principes majeurs qui ont guidé sa conception sont les suivants :

- en cas d'utilisation lors d'un accident grave avec fusion du coeur, l'enceinte de confinement et le système de filtration doivent retenir 99,9% de l'inventaire du coeur en produits radioactifs, excepté pour les gaz rares,
- un fonctionnement passif durant les premières 24 heures de l'accident doit être garanti.

Du point de vue de la motivation, il est intéressant de noter que les Suédois ont eu, avec ce dispositif, non seulement le souci de limiter les conséquences à court terme des accidents mais aussi les conséquences à long terme, c'est-à-dire la contamination des sols par les produits radioactifs à vie longue.

Les séquences accidentelles qui ont servi de référence pour la conception du dispositif FILTRA sont les suivantes :

- référence N° 1 : transitoire avec perte simultanée et prolongée de toutes les alimentations électriques,
- référence N° 2 : brèche avec simultanément défaillance de la fonction suppression de pression et perte prolongée de toutes les alimentations électriques.

Le premier cas est représentatif du groupe de séquences où la fusion du coeur précède la mise en surpression de l'enceinte. Le second cas est représentatif du groupe de séquences où la mise en surpression de l'enceinte précède la fusion du coeur. La probabilité totale d'occurrence de chaque groupe a été estimée inférieure à 10^{-7} par réacteur et par an. Pour les fonctions dépressurisation et filtration du dispositif FILTRA, c'est la référence N° 2 qui est la plus contraignante.

Le dispositif FILTRA est représenté sur la figure n°1. Il est constitué de deux systèmes : un système de dépressurisation de l'enceinte de confinement et un système de filtration du gaz évacué.

Le système de dépressurisation de chaque réacteur comprend :

- une tuyauterie principale de diamètre 0,6m connectée :
 - . en amont à l'enceinte humide (wetwell en anglais) par l'intermédiaire d'un disque de rupture calibré à 0,65MPa (soit 0,15MPa au dessus de la pression de dimensionnement de l'enceinte de confinement,

mais on a montré par le calcul que celle-ci avait un comportement essentiellement élastique jusqu'à cette valeur) suivi de deux vannes d'isolement en série, bloquées en position ouverte en fonctionnement normal,

- . en aval à la tuyauterie unique d'entrée du système de filtration, - deux autres tuyauteries de 0,15m de diamètre connectées :

- . en amont à l'enceinte sèche (drywell en anglais) par l'intermédiaire de deux vannes d'isolement en série, bloquées en position fermée en fonctionnement normal (elles permettent de dépressuriser manuellement l'enceinte même après remplissage important par l'eau ou avant rupture du disque calibré à 0,65MPa),

- . en aval à la tuyauterie précédente de 0,6m de diamètre avant l'entrée dans le système de filtration.

Pour éviter l'accumulation d'eau de condensation, les tuyauteries d'entrée dans le système de filtration sont reliées à un système de drainage comprenant des réservoirs capables de stocker toute l'eau condensée pendant les premières 24 heures de l'accident.

Après passage dans le système de filtration, le gaz est évacué par la cheminée de l'une des tranches. La tuyauterie de sortie comprend une vanne d'isolement, bloquée en position ouverte en fonctionnement normal, permettant d'isoler complètement de l'environnement le système de filtration après usage.

En ce qui concerne le système de filtration, les Suédois ont choisi comme matériau filtrant un lit de graviers. Les graviers ont une dimension moyenne d'un pouce et sont contenus dans une enceinte de béton dont les dimensions sont les suivantes : volume = 10^4 m^3 , diamètre = 20m, hauteur = 40m, épaisseur de paroi = 1m. La paroi interne de cette enceinte est recouverte d'une peau d'étanchéité métallique. La tuyauterie d'amenée du gaz remonte axialement dans l'enceinte et se termine par un distributeur permettant une injection répartie du gaz sur la face supérieure du lit de graviers. Le lit de graviers ne constitue pas seulement un filtre mais aussi un puits de chaleur permettant la condensation de la vapeur d'eau : 500 m^3 d'eau peuvent être stockés.

En fonctionnement normal de la centrale, les systèmes de dépressurisation et de filtration sont remplis d'azote, pour prévenir toute combustion de l'hydrogène pendant la phase initiale de l'accident et aussi tout développement de matières organiques dans le lit de graviers. Enfin, l'enceinte du système de filtration est conçue pour résister à toute combustion d'hydrogène pendant une phase ultérieure de l'accident où de l'oxygène pourrait être introduit.

Dans le cadre du projet FILTRA, un programme de vérification expérimental et analytique a été mené pour évaluer le comportement du système de filtration en ce qui concerne la thermique, la mécanique des fluides, la rétention des produits radioactifs et la combustion de l'hydrogène. Il a été montré par des essais au centre de KARLSHAMM que le lit de graviers était capable de condenser toute la vapeur susceptible d'être produite pendant les premières 24 heures d'une séquence accidentelle, sans risque de bouchage et sans augmentation prohibitive de la perte de charge. La rétention des aérosols et de l'iode vapeur (iode moléculaire et iode organique) a été étudiée à STUDSVIK à l'aide d'expériences de laboratoire ou à échelle intermédiaire utilisant du sable et des graviers ; l'application, à la séquence accidentelle n° 2 évoquée au début du paragraphe 3.2, des modèles mis au point à l'aide de ces expériences, ainsi que des codes de calcul du comportement des

7

produits radioactifs dans l'enceinte de confinement a abouti à la prévision suivante pour les rejets hors de l'installation équipée du dispositif, exprimés en fraction de l'inventaire coeur : iode moléculaire ~ 0 , iode organique $< 10^{-2}$, aérosols $< 10^{-4}$. Les essais menés par l'Institut Suédois de Recherche de Défense (Swedish Defence Research Institute) à STOCKHOLM, sur les modes de combustion d'un mélange d'air et d'hydrogène dans un lit de graviers, ont montré que les graviers avaient un effet atténuateur très important sur les vitesses de combustion et les impulsions de pression.

3.3 Enceinte à vide et système de décharge et de filtration de secours des centrales CANDU d'Ontario-Hydro.

Un dispositif de dépressurisation et de filtration est installé sur la centrale canadienne de DARLINGTON NGS A, exploitée par Ontario-Hydro et comprenant quatre tranches CANDU PHW de 850 MWe. Il est conçu pour protéger des effets à court terme de tout transitoire de pression consécutif à un APRP (LOCA en anglais) l'ensemble du confinement des réacteurs et pour maintenir une dépression dans celui-ci pour les moyen et long termes, la décharge à l'atmosphère étant contrôlée et filtrée.

Il comprend deux systèmes : une enceinte à vide et un système de décharge et de filtration de secours (EFAD en anglais).

L'enceinte à vide en béton est représentée sur les figures 2 et 3. Elle est connectée par une tuyauterie au confinement général de la centrale, englobant non seulement les réacteurs, mais aussi une galerie de chargement-déchargement du combustible reliant les quatre tranches. Elle a un volume interne de 10^5 m^3 , équivalent au volume interne du confinement de la centrale. En fonctionnement normal :

- l'enceinte à vide est isolée du confinement de la centrale par une vanne en position fermée,
- une légère dépression est maintenue dans le confinement de la centrale,
- un "vide" est maintenu dans l'enceinte à vide (pression $7 \cdot 10^3 \text{ Pa}$).

En cas d'APRP (LOCA en anglais) sur un réacteur, la décharge de vapeur dans le confinement de la centrale provoque mécaniquement et automatiquement la fermeture des organes d'isolement du confinement, l'arrêt du système faisant le vide dans l'enceinte à vide et l'isolement de celle-ci par rapport à l'atmosphère extérieure, l'ouverture de la vanne reliant le confinement de la centrale à l'enceinte à vide, l'aspersion dans l'enceinte à vide qui refroidit et condense la vapeur. Pour une rupture guillotine de la tuyauterie d'entrée de l'eau lourde dans la cuve du réacteur, ceci permet de ramener la pression dans le confinement de la centrale en dessous de la pression atmosphérique en quelques dizaines de secondes, pour au moins quelques heures.

Le système de décharge et de filtration de secours (EFAD en anglais) est utilisé en situation post-accidentelle pour maintenir la dépression dans l'enceinte de confinement de la centrale. Il comprend deux files de filtration identiques, isolées par des écrans de protection. Il peut prélever de l'air soit dans le confinement général de la centrale (sur la tuyauterie d'amenée vers l'enceinte à vide), soit dans l'enceinte à vide, soit à la sortie d'une pompe à vide de l'enceinte à vide. L'air filtré par le système peut être dirigé vers la cheminée de la centrale, ou recyclé en tout ou partie. Chaque file de filtration comprend :

- un séparateur de gouttelettes, pour éviter l'endommagement des filtres

en aval,

- un réchauffeur d'air pour ramener l'humidité relative de 100 à 70 %, sans augmenter trop la température, ce qui d'une part évite une perte d'efficacité, vis-à-vis de l'iode, du filtre à charbon actif en aval, d'autre part ne soumet pas les filtres en aval à une température pouvant entraîner un endommagement,
- un préfiltre, arrêtant les grosses particules,
- un filtre HEPA (High Efficiency Particulate Absorber), arrêtant les particules avec une efficacité minimale de 99,97 % pour les diamètres de particules $\geq 0,3 \mu m$,
- un filtre à charbon actif, chargé de retenir l'iode sous forme de vapeur,
- un second filtre HEPA,
- un ventilateur.

Alors que le fonctionnement de l'enceinte à vide est initialement passif, le fonctionnement du système de décharge et de filtration suppose des actions non automatiques et la disponibilité de sources électriques. Le dispositif a été conçu dans un cadre d'accident de dimensionnement et il ne semble pas que son aptitude à traiter les accidents hors dimensionnement ait été évaluée (en particulier problèmes à moyen et long termes de condensation et de stockage de l'eau, de combustion de gaz inflammables, de fonctionnement et d'efficacité des files de filtration).

3.4 Piscine à suppression de pression des BWR.

Il existe différents modèles de BWR, qui tous comportent une piscine à suppression de pression, conçue pour dépressuriser l'enceinte humide (wetwell) en cas d'APRP (LOCA), permettant donc la condensation de la vapeur d'eau par barbotage dans l'eau et simultanément une certaine filtration des gaz. Lors de l'enquête, la réponse la plus détaillée au questionnaire a été fournie par la SUISSE et c'est donc la conception du BWR type Mark 1 en fonctionnement depuis 1972 à MUHLEBERG (SUISSE) qui est décrite ci-dessous.

La figure n°4 donne une coupe du réacteur et montre l'existence de deux systèmes à suppression de pression inclus dans l'enceinte secondaire du bâtiment du réacteur :

- le premier est constitué d'un tore métallique à section circulaire, contenant $2\ 120\ m^3$ d'eau, connecté directement à l'enceinte humide (wetwell),
- le second est constitué par une casemate torique en béton à section polygonale située à la périphérie du bâtiment-réacteur, recouverte intérieurement d'une résine synthétique assurant l'étanchéité, contenant $1\ 000\ m^3$ d'eau, reliée en amont par des tuyauteries équipées de vannes d'une part au volume interne de l'enceinte secondaire, d'autre part au premier système à suppression de pression, rejetant en aval à la cheminée de la centrale ; ce second système permet donc de dépressuriser l'enceinte secondaire du réacteur ou le premier système quand l'eau contenue dans celui-ci arrive à ébullition ; simultanément il assure une certaine filtration des gaz.

Les renseignements fournis ne nous permettent pas de juger du caractère automatique ou passif du fonctionnement de ces systèmes.

En ce qui concerne l'efficacité de filtration, il est à noter que :

- la hauteur de barbotage des gaz dans la piscine est très faible (inférieure à un mètre d'après la figure n° 4),

- la SUISSE n'effectue apparemment pas d'études permettant d'évaluer la rétention des produits radioactifs dans l'eau des piscines.

4. Procédures et critères d'utilisation de dispositifs.

Il ne semble pas que l'utilisation lors d'un accident hors dimensionnement du dispositif canadien et des piscines à suppression de pression des BWR ait été codifiée.

La conception du système de filtration rustique français n'étant pas actuellement complètement arrêtée, sa procédure d'utilisation (U5) n'est pas encore définie. On peut cependant dire que les Français envisagent une utilisation contrôlée, c'est-à-dire non automatique.

Les Suédois sont évidemment les plus avancés en matière de réalisation, puisque le dispositif FILTRA est en place et qu'il est conçu pour être utilisé en cas d'accident hors dimensionnement. Il est activé automatiquement par rupture d'un disque calibré à 0,65 MPa (voir paragraphe 3.2). Les procédures d'utilisation, en cours d'écriture, prévoient également les critères d'activation manuelle suivants :

- si la pression dans l'enceinte de confinement dépasse 0,45 MPa et continue à augmenter,
- si la température de la piscine dépasse 95°C;
- par hauts niveaux simultanés de pression et de radioactivité dans l'enceinte,
- par haut niveau d'eau dans l'enceinte.

Il semble que le rejet de gaz filtrés dans l'environnement soit contrôlé, c'est-à-dire non automatique.

5. Avantages et inconvénients des dispositifs.

Il n'y a pas lieu d'insister sur les avantages de tels dispositifs, car ils sont évidents : ils permettent d'éviter la perte irréversible du confinement et ils fournissent un chemin de fuite préférentiel vers l'environnement, contrôlé et filtré.

Il reste à examiner s'ils ne contribuent pas à augmenter le risque de relâchement de radioactivité dans l'environnement et si leur prix n'est pas prohibitif.

Il est à remarquer que la question du coût n'est pas envisagée partout de la même façon ou avec le même poids. Les Etats-Unis expliquent leur position actuelle essentiellement par une analyse coût/bénéfice défavorable (voir chapitre 2). La SUEDE ne s'est pas placée dans une telle perspective puisqu'elle a mis en place sur une de ses centrales le dispositif FILTRA, d'un coût de 20 millions de dollars américains, c'est-à-dire cohérent avec l'estimation faite par les Américains de tels dispositifs. Ceci ne veut pas dire qu'en ce qui concerne leurs autres centrales, les Suédois ne tiendront pas aussi compte de cet aspect. La FRANCE n'a pas fait d'étude coût/bénéfice ; dans le cas des accidents hors dimensionnement des centrales nucléaires, l'objectif français de sûreté est le suivant : une probabilité d'un accident grave ayant des conséquences inacceptables pour la population inférieure à 10^{-6} par réacteur et par an. Il est cependant bien évident que les Français ont tenu implicitement compte du coût dans leur choix initial d'un SDFC, en étudiant un filtre rustique "d'ampleur raisonnable".

En ce qui concerne le second volet, l'impact des SDFC sur le risque, il est clair que celui-ci dépend très étroitement de la conception des SDFC. Encore une fois, le seul vrai SDFC existant étant le dispositif suédois FILTRA, une appréciation complète ne peut être aujourd'hui fondée que sur la seule étude suédoise. Il a été montré que l'ouverture intempestive du disque de rupture au cours d'un accident, dans le cadre du dimensionnement ou du hors dimensionnement, ne pouvait pas affecter de façon significative les autres fonctions de sûreté et qu'en tout état de cause les rejets à l'environnement demeuraient faibles puisque filtrés par le lit de graviers. Cependant il semble que cette analyse ait conservé un caractère assez déterministe et n'ait pas été pour l'instant jusqu'à permettre une véritable comparaison entre l'analyse probabiliste du risque sans le dispositif FILTRA et l'analyse probabiliste du risque avec le dispositif FILTRA, en prenant en compte les possibilités de défaillance des divers composants du dispositif FILTRA.

Remerciements

Les auteurs remercient les personnes qui, par leur réponse à l'enquête de l'OCDE, ont contribué à cette synthèse, tout particulièrement :

MM. Prof. A. HEDGRAN, Royal Institute of Technology (SUEDE),
R. A. BROWN, Ontario-Hydro (CANADA),
M. BAGGENSTOS, Office Fédéral de l'Energie (SUISSE),
Dr. FRIEDERICHS, GRS (RFA),
S. SAITO, JAERI (JAPON),
R.W. HOUSTON, NRC (E.U).

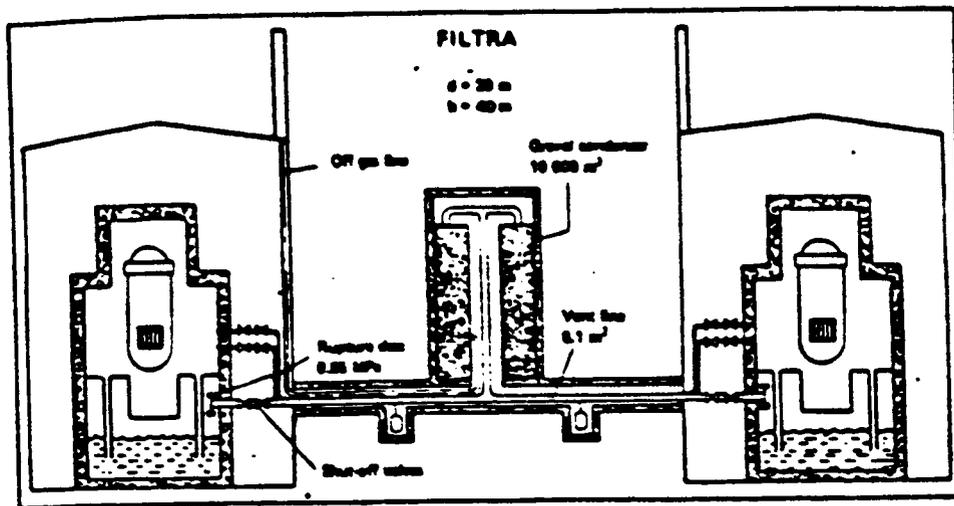


Figure n°1 : dispositif FILTRA

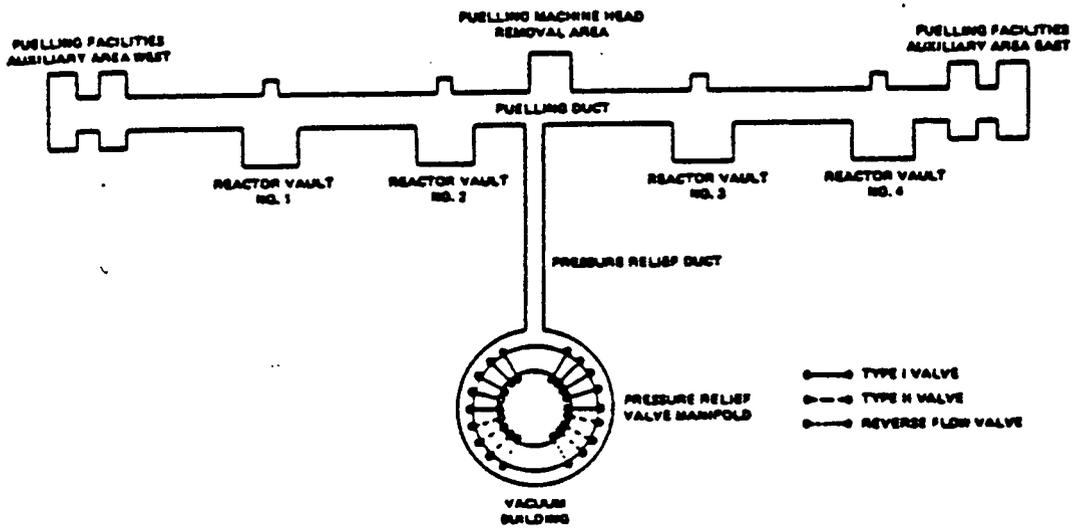


Figure n°2 : centrale CANDU d'Ontario-Hydro

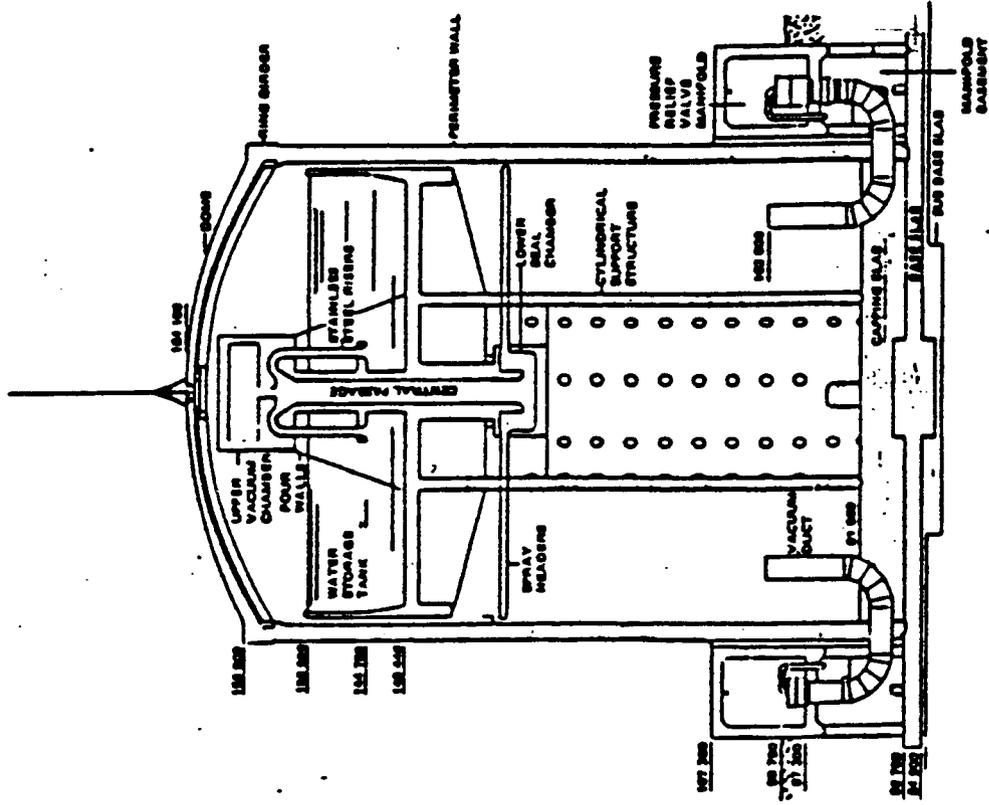
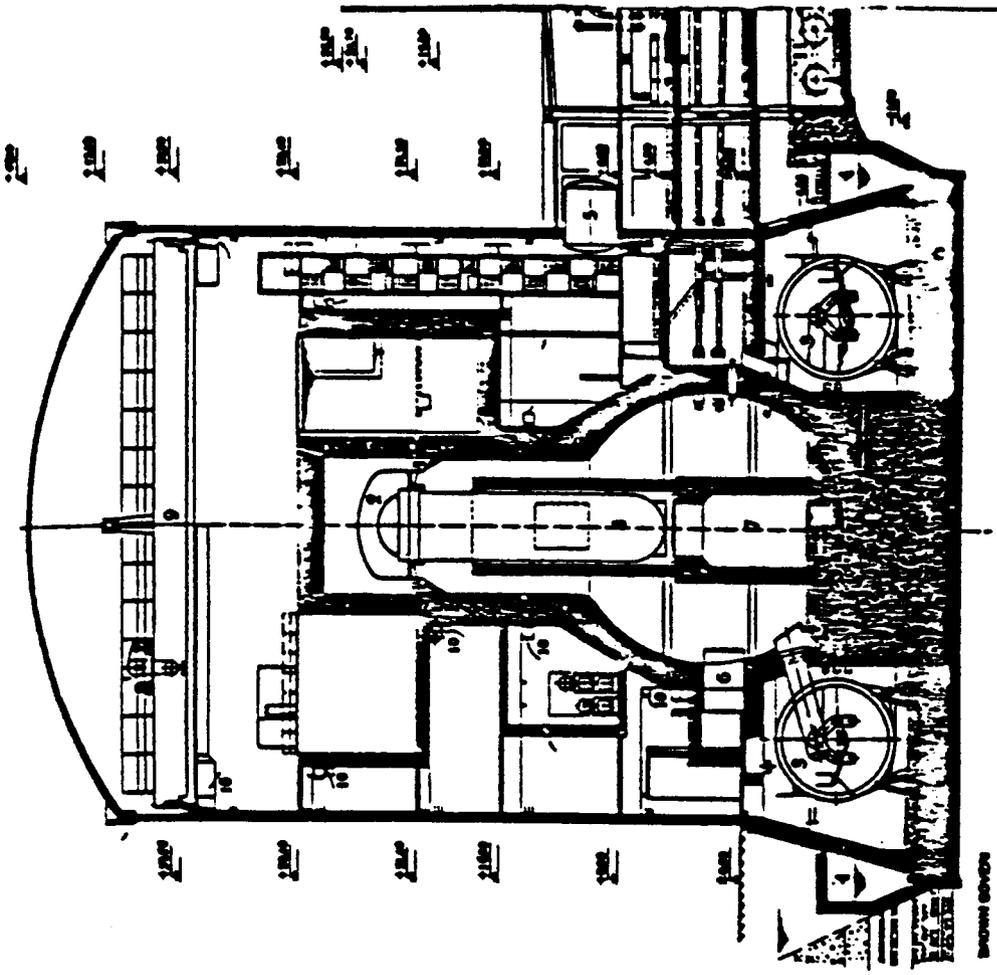


Figure n°3 : enceinte à vide de la centrale CANDU d'Ontario-Hydro



3 : premier système à suppression de pression
4 : second système à suppression de pression

Figure n°4 : centrale BWR de Mühleberg (SUISSE)