

COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE

INSTITUT DE PROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE

DEPARTEMENT D'ANALYSE DE SURETE



CEA-CONF--9152

CEA-DAS--351 P4

CONFINEMENT DYNAMIQUE DES EFFLUENTS GAZEUX
DANS LES BATIMENTS AUXILIAIRES ET
REINJECTION DES EFFLUENTS LIQUIDES DEPUIS
CES BATIMENTS DANS LE BATIMENT REACTEUR,
D'UN REACTEUR A EAU SOUS PRESSION DE 900 MWe
PENDANT UNE SITUATION ACCIDENTELLE.

DYNAMIC CONTAINMENT OF GASEOUS EFFLUENTS
IN THE AUXILIARY BUILDINGS AND REINJECTION
OF LIQUID EFFLUENTS FROM THESE BUILDINGS
BACK INTO THE REACTOR BUILDING FOR
900 MWe PWRs UNDER ACCIDENT CONDITION.

F. DEMOULIN, J. COLLINET, C. NGUYEN*

International conference on nuclear containment
Cambridge (UK)

6-8 Apr 1987

I - INTRODUCTION

L'examen des enseignements tirés de l'accident survenu le 20.03.1979 sur la centrale nucléaire de Three Mile Island a conduit les organismes de sûreté français, ainsi qu'Electricité de France (EDF), à mettre en oeuvre un programme d'actions visant à renforcer le niveau de confinement des Réacteurs à Eau sous Pression (REP), notamment pendant une situation accidentelle.

Parmi ces actions, deux d'entre elles permettent d'apporter une contribution au problème de confinement dans les bâtiments de l'îlot nucléaire en réduisant les contraintes radiologiques à l'intérieur de ces bâtiments et en cherchant à diminuer les rejets radioactifs dans le milieu naturel, il s'agit :

- 1) du confinement dynamique des locaux des bâtiments auxiliaires susceptibles d'être contaminés en phase post-accidentelle,
- 2) de la réinjection à l'intérieur du bâtiment réacteur des effluents liquides produits dans les bâtiments auxiliaires.

Pour chacune de ces deux voies, l'approche du problème et les dispositions mises en place pour y apporter une solution satisfaisante sont développées ci-après.

II - CONFINEMENT DYNAMIQUE DES LOCAUX DES BATIMENTS AUXILIAIRES SUSCEPTIBLES D'ETRE CONTAMINES EN PHASE POST-ACCIDENTELLE

II.1 Préambule

Dans une première approche du problème de confinement, on considère généralement que le confinement des substances radioactives est réalisé dans le cas des réacteurs à eau sous pression par la mise en série de

trois barrières : la gaine du combustible, l'enveloppe du circuit primaire et l'enceinte du bâtiment réacteur, dite également enceinte de confinement.

En fait, la réalité est plus complexe car le rôle de chaque barrière consiste à s'opposer au transfert des produits radioactifs produits directement dans le milieu qu'elle confine ou libérés dans celui-ci par des défauts d'étanchéité des barrières situées en amont.

Chaque barrière, dont les caractéristiques et l'étanchéité sont spécifiées pour ses propres conditions de fonctionnement étudiées, est donc normalement conçue pour limiter le transfert des produits radioactifs générés dans :

- le combustible pour ce qui concerne les produits de fission,
- l'eau primaire par les mécanismes d'activation de l'eau et des structures,
- l'air du bâtiment réacteur pour ce qui concerne les produits formés par activation.

En outre, la troisième barrière qui est réalisée par "l'enceinte de confinement" constitue un ensemble plus complexe qu'une simple enveloppe puisqu'elle comporte :

- l'enceinte proprement dite,
- le système d'isolement qui comprend tous les organes d'isolement des circuits traversant la 3ème barrière, c'est-à-dire toutes les entrées et sorties des fluides primaire, secondaire et de service nécessaires au fonctionnement de l'installation.

En cas de nécessité, ce dernier système restitue normalement à la troisième barrière son rôle de barrière étanche, bien que celle-ci ne soit pas systématiquement et intégralement assurée par l'enceinte du bâtiment réacteur. En effet pour certaines situations, notamment en cas d'accident, plusieurs circuits de sauvegarde constituent un bipasse de l'enceinte du bâtiment réacteur. Dans ces conditions, la plupart des bâtiments auxiliaires peuvent être considérés comme une extension de la troisième barrière. Etant donné que ces bâtiments ne sont pas conçus pour assurer une fonction parfaite d'étanchéité à l'air, ceci nous a conduit, d'une part, à considérer ces bâtiments comme des enceintes à fuites contrôlées, c'est-à-dire à une conception globale d'étanchéité du type dynamique par dépression vis-à-vis de l'extérieur, et, d'autre part à assurer un confinement dynamique interne, c'est-à-dire à maintenir une cascade de dépressions entre les locaux.

Les deux objectifs principaux de ce confinement dynamique sont :

- circonscrire les fuites radioactives gazeuses au plus près de leur source émettrice, en empêchant les transferts d'effluents gazeux vers les zones où les problèmes de radioprotection conduiraient à des contraintes inadmissibles.
- diriger, mesurer et traiter les effluents gazeux par un système de ventilation approprié avant rejet à la cheminée.

II.2 Approche technique

Un examen systématique du classement des locaux a été réalisé sur la base d'un faisceau d'hypothèses sur les circuits qui seront amenés à

véhiculer du fluide contaminé en situation normale et post-accidentelle. Ainsi, pour sélectionner les locaux présentant un risque de contamination iode, les critères suivants ont été retenus :

- locaux renfermant des matériels pouvant contenir de l'iode sous forme gazeuse,
- locaux traversés par des systèmes véhiculant un liquide actif à une activité supérieure au centième de l'activité primaire retenue pour le fonctionnement normal et à une température supérieure à 50°C en situation normale de fonctionnement ou à 100°C en situation accidentelle.

Les locaux répondant à ces critères abritent principalement :

- les circuits de sauvegarde tels l'injection de sécurité du coeur (RIS) et l'aspersion enceinte (EAS),
- les pompes des concentrats évaporateurs, les évaporateurs et les dégazeurs du circuit de traitement des effluents primaires (TEP),
- les échangeurs non régénérateurs et les réservoirs de tête du circuit de contrôle volumétrique et chimique (RCV),
- les compresseurs, tuyauteries, vannes et réservoirs du circuit de traitement des effluents gazeux (TEG),
- les évaporateurs du circuit de traitement des effluents usés (TEU),

- le circuit de contrôle des gaz inflammables en situation post-accidentelle (ETY).

Cet examen a permis de vérifier et de compléter un certain nombre de dispositions pratiques relatives au système de ventilation. En particulier, il a été établi une cascade de dépressions entre les locaux, suivant le degré et le type de contamination envisagés.

Pour éviter tout risque de remontée de contamination, le critère de base retenu par les autorités de sûreté fixe à 1 m/s la vitesse de l'air dans les sections de fuite possibles entre locaux. Pour des raisons pratiques de contrôle en exploitation de ce critère, une correspondance entre les paramètres "différence de pression entre locaux" et "vitesse d'écoulement de l'air dans les fuites" a été également proposée. Bien que cette correspondance dépende étroitement de la taille et de la nature des orifices de fuite, on notera tout de même qu'il faut une dépression de l'ordre de 10 à 20 Pa pour garantir 1 m/s dans un orifice de 5 à 10 mm de diamètre ou autour d'une porte dont le jeu est de 1 mm. On peut penser qu'il s'agit là d'une valeur moyenne raisonnable pour assurer en théorie un confinement dynamique acceptable.

Toutefois, la pression de l'air dans les locaux est susceptible de varier sous l'effet de perturbations diverses correspondant aux variations aléatoires de débits dans les réseaux de ventilation, aux effets dus aux écarts de température, à la précision des mesures et à la sensibilité des chaînes de régulation.

C'est pourquoi, afin de se conformer au mieux au critère de base (1 m/s) et de tenir compte des différentes perturbations dues à l'environnement, il a été décidé d'augmenter le niveau de dépression à l'intérieur des locaux présentant un risque de contamination par l'iode par rapport aux locaux qui leur sont adjacents. Le retour d'expérience montre aujourd'hui que les valeurs des dépressions obtenues sur l'ensemble des sites se situent entre 30 et 50 Pa, soit au-dessus du minimum requis.

Il a été également décidé d'installer à poste fixe des micromanomètres permettant la surveillance des différences de pression entre zones. Cette disposition permet de détecter et éventuellement de colmater les défauts d'étanchéité entre locaux, et par là même de garantir dans le temps la qualité du confinement en s'affranchissant des essais périodiques de contrôle de sens de circulation de l'air par une surveillance permanente des dépressions.

Un système de régulation participe également au maintien du confinement dynamique de l'enveloppe des bâtiments par rapport à l'extérieur, en équilibrant la pression ou la dépression des collecteurs principaux de soufflage et d'extraction du système de ventilation. Cette régulation permet aussi de détecter toute anomalie de fonctionnement des circuits d'extraction d'air et, en particulier, celui des locaux présentant un risque de contamination par l'iode.

II.3 Conséquences

Indépendamment des nouveaux appareillages introduits pour la surveillance des différences de pression (micromanomètres) et pour la régulation des pressions, les principales modifications nécessaires à l'obtention d'un meilleur confinement dynamique ont porté sur :

- l'amélioration de la qualité des calfeutrements des traversées mécaniques et électriques des locaux,
- l'optimisation des sections des bouches de soufflage et/ou d'extraction de la ventilation,
- le changement des joints de certaines portes séparant les locaux iode des autres locaux,
- un réglage fin des débits d'air véhiculés dans chaque conduit de ventilation, suivi d'un blocage des registres non indispensables à l'exploitation du système de manière à éviter les dérives de réglage dans le temps, etc...

Ces modifications ont nécessité une révision complète des finitions des locaux et des réglages de ventilation, ce qui a représenté un travail relativement long sans pour autant nécessiter une remise en cause de la conception des systèmes de ventilation et des dispositions internes de génie civil.

Aujourd'hui, les dispositions prises pour améliorer la qualité du confinement dynamique des locaux des bâtiments auxiliaires susceptibles d'être contaminés en situation accidentelle sont opérationnelles sur la quasi-totalité des centrales nucléaires françaises composées d'un réacteur à eau sous pression, et elles permettent d'assurer de manière satisfaisante le confinement des effluents gazeux radioactifs de l'ensemble des locaux des bâtiments auxiliaires de l'îlot nucléaire.

III - REINJECTION DES EFFLUENTS LIQUIDES DEPUIS LES BATIMENTS AUXILIAIRES DANS LE BATIMENT REACTEUR EN SITUATION ACCIDENTELLE

III.1 Objectifs et principes

Les circuits de sauvegarde utilisés en situation accidentelle sont :

- l'injection de sécurité (RIS),
- l'aspersion enceinte (EAS),
- la surveillance de l'atmosphère du bâtiment réacteur (ETY),
- l'échantillonnage nucléaire (REN).

Ces circuits véhiculent normalement des fluides très actifs hors du bâtiment réacteur et peuvent donner lieu à des fuites normales d'exploitation (au niveau des presse-étoupes, des garnitures de pompe, production de condensats par l'ETY) et éventuellement à des fuites accidentelles momentanées. Ces fuites sont recueillies par le réseau des

purges et événements (RPE) qui collecte l'ensemble des effluents produits dans les différents bâtiments pour les diriger vers les systèmes de traitement. Etant donné que ces systèmes de traitement ne sont pas dimensionnés pour recevoir, stocker et traiter des effluents (issus d'une situation accidentelle) dont l'activité et le volume seraient supérieurs aux critères de dimensionnement pris en compte, Electricité de France (EDF) a décidé d'interdire, à partir d'un certain seuil d'activité, le transfert des effluents vers les systèmes de traitement liquides et de les réinjecter dans le bâtiment réacteur. Celui-ci présente encore, compte tenu de l'indisponibilité des systèmes de traitement, la meilleure garantie d'avoir, sur le court et moyen termes, un confinement satisfaisant des produits radioactifs.

L'objectif visé est donc de limiter la dispersion des effluents et de circonscire la contamination aux zones strictement concernées par l'accident. Pour atteindre cet objectif, les principes suivants ont été retenus :

- Le circuit de contrôle volumétrique et chimique (RCV) est supposé ne pas être utilisé en situation accidentelle et il n'y a pas, en conséquence, de production et de transfert d'effluents vers le TEP (système de traitement des effluents primaires hydrogénés) et vers le TEG (système de traitement des effluents gazeux).
- Tous les puisards contaminables du système RPE, drains résiduaire ou drains de planchers, sont équipés d'une mesure d'activité à haute gamme (KRT : mesure de santé et de radioprotection). Chacune de ces mesures permet d'isoler automatiquement, au-delà d'un seuil fixé, le transfert des effluents vers le système de traitement des effluents usés (TEU) par fermeture des vannes et arrêt des pompes concernées.
- La réinjection dans le bâtiment réacteur des effluents fortement contaminés s'effectue volontairement par l'opérateur en salle de commande.

III.2 Dispositions pratiques

III.2.1 Isolement du transfert des effluents

Les mesures de radioactivité implantées dans les centrales (système KRT) ont pour objectifs de surveiller et contrôler les transferts d'activité à travers les différentes barrières, d'évaluer les rejets radioactifs dans l'environnement, de surveiller les niveaux d'irradiation et de contamination à l'intérieur de la centrale, tant en fonctionnement normal qu'en situation accidentelle.

Les réflexions menées, suite à l'accident de TMI, ont conduit à augmenter le nombre de mesures de radioactivité et à leur faire jouer un rôle actif pour limiter les rejets dans toute situation accidentelle, même celles non prévues dans le cadre conventionnel du dimensionnement. Le système KRT comporte aujourd'hui environ 75 mesures de radioactivité par paire de tranches 900 MWe - le Bâtiment des Auxiliaires Nucléaires (BAN) étant commun à deux tranches - dont une vingtaine qualifiées aux conditions accidentelles graves. Les mesures particulières associées à la réinjection dans le bâtiment réacteur des effluents fortement contaminés en situation accidentelle sont au nombre de cinq :

- deux dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires (commun à deux tranches)
 - . puisard des drains de plancher
 - . puisard des drains résiduaux

- trois dans le Bâtiment Combustible (BK)
 - . puisard EAS (Aspersion)
 - . puisard RIS/ISBP (Injection de sécurité basse pression)
 - . puisard général du bâtiment combustible

Il s'agit de mesures d'activité de l'eau à la surface de tous les puisards contaminables RPE, drains résiduaux ou drains de plancher. Chacune de ces mesures à haute gamme (0,1 à 10^5 rad/h) délivre une préalarme sur un premier seuil, et sur un second, fixé à 20 rad/h, isole automatiquement le transfert des effluents vers le système de traitement des effluents usés (TEU) par fermeture des vannes et par arrêt des pompes concernées.

Cette action automatique permet ainsi, dans un premier temps, de confiner les effluents fortement contaminés dans les puisards des bâtiments auxiliaires.

III.2.2 Réinjection des effluents dans le bâtiment réacteur

Dans un second temps, la réinjection des effluents dans le bâtiment réacteur s'effectue volontairement par l'opérateur en salle de commande en ouvrant les vannes télécommandées isolant les liaisons puisards - bâtiment réacteur et en redémarrant les pompes de relevage correspondantes. Les vannes de réinjection, ainsi que les pompes de relevage, de chaque puisard sont commandées individuellement afin :

- de ne réinjecter que les effluents des puisards fortement contaminés pour limiter le volume des effluents réinjectés,
- de ne pas risquer, par inétanchéité des clapets de refoulement des pompes, la pollution d'un puisard non contaminé.

L'ensemble des opérations sont concertées ; en effet l'opérateur, depuis la salle de commande, met en configuration le circuit de réinjection à partir d'un synoptique, en fonction des informations dont il dispose et d'une analyse complète de la situation (évolution de l'activité, pression de l'atmosphère de l'enceinte de confinement, ...).

La réinjection a lieu à contre courant par une des traversées d'enceinte existante du réseau des purges et évènements (RPE) du bâtiment réacteur, et par une nouvelle tuyauterie implantée à l'intérieur du bâtiment réacteur reliant cette traversée au puisard de ce bâtiment. Le principe de réinjection est schématisé sur la figure 1.

Après vidange des puisards, les vannes d'isolement des liaisons puisards-bâtiment réacteur sont refermées.

III.3 Conséquences

A l'origine, les mesures radioactives implantées sur les centrales se limitaient essentiellement à un rôle de surveillance, souvent passive, des niveaux d'activité ou de débit de dose dans les zones de la centrale considérées comme les plus représentatives pour les situations de fonctionnement normal et pour les accidents conventionnels de dimensionnement.

Les actions engagées après l'accident de TMI ont conduit à augmenter le nombre de mesures de radioactivité et à leur donner un rôle actif dans la limitation des rejets, même en situation accidentelle grave.

Intégrée dans cet ensemble de mesures, la réinjection dans le bâtiment réacteur des effluents fortement contaminés conduit en situation accidentelle à une amélioration notable du confinement dans les centrales.

IV - CONCLUSION

Les deux actions que nous venons de décrire ont donc été engagées suite à l'accident survenu sur la centrale nucléaire de Three Mile Island.

Elles contribuent de manière importante à l'amélioration du confinement dans les bâtiments de l'îlot nucléaire en situation post-accidentelle.

- La première permet d'assurer un bon confinement dynamique à la fois externe et interne des locaux des bâtiments auxiliaires susceptibles d'être contaminés en phase post-accidentelle. Ceci présente l'avantage :

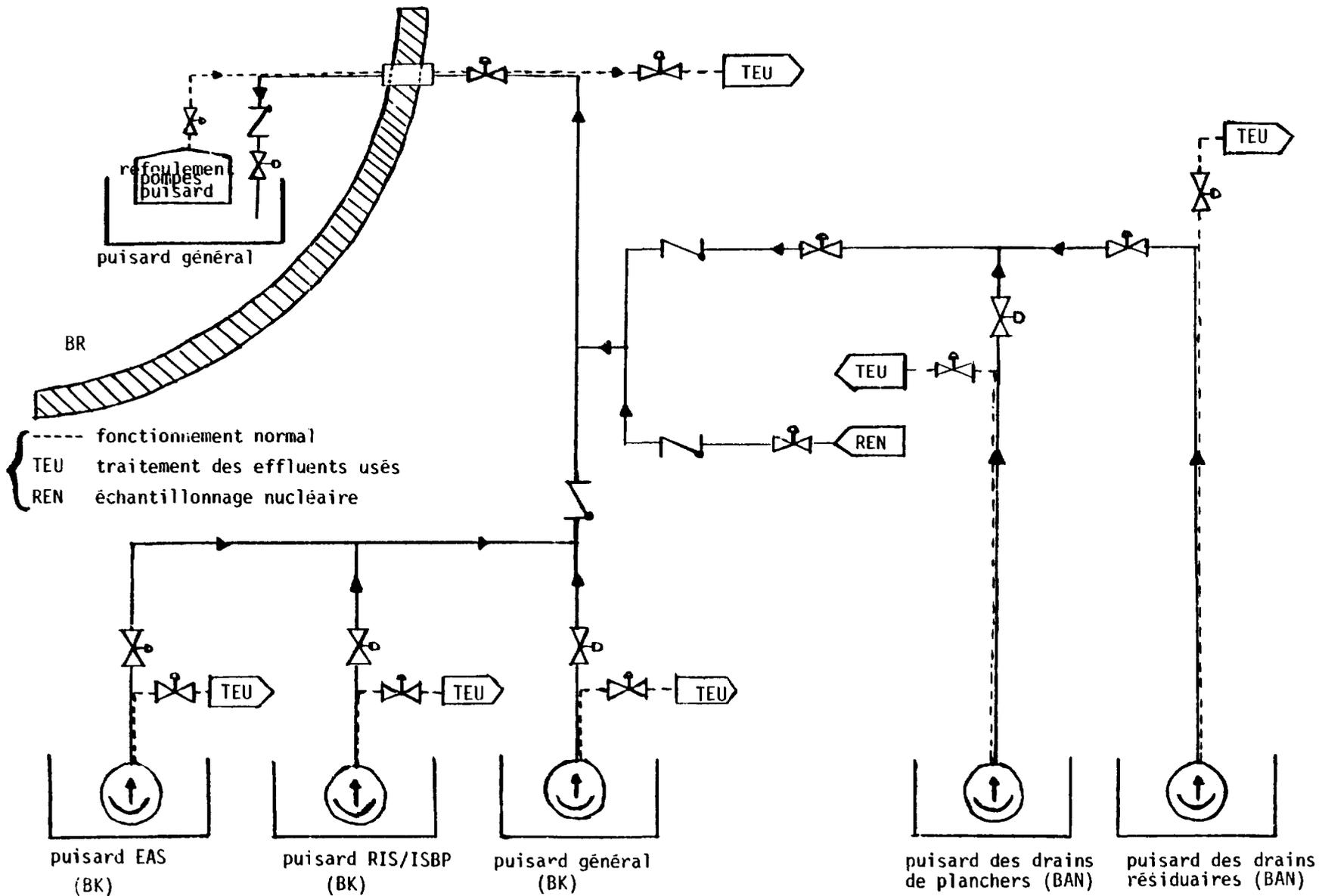
- . d'annuler les fuites directes d'air pollué vers l'extérieur et de renforcer l'efficacité des systèmes de filtration et d'épuration de l'air,
- . de limiter les rejets incontrôlés en concentrant, autant que faire se peut, la contamination en un point unique de rejet à l'extérieur en vue d'une meilleure comptabilisation,
- . de circonscrire la contamination au plus près de la source émettrice, ce qui, d'une part, apporte une solution satisfaisante au problème de la radioprotection du personnel, et, d'autre part, permet une détection et une localisation plus rapide de la source de contamination par les équipements de mesure KRT.

Ces améliorations, apportées au confinement des centrales nucléaires françaises devraient nous permettre de mieux appréhender la marge de sécurité disponible vis-à-vis des rejets calculés en situation accidentelle de dimensionnement.

- La deuxième permet d'assurer une réinjection dans le bâtiment réacteur des effluents fortement contaminés produits en situations accidentelles, notamment celles dépassant les conditions de dimensionnement, qui ne peuvent être stockés et traités par les installations de stockage et de traitement situées dans les bâtiments auxiliaires.

Par ailleurs, en complément à ces deux actions, s'intégrant dans la démarche générale de sûreté suivie en France, notamment pour ce qui concerne la conduite des installations en situation accidentelle dépassant les conditions conventionnelles de dimensionnement, une procédure ultime, appelée "procédure U₂", a été proposée. Elle est destinée, en s'appuyant sur les actions d'amélioration du confinement susmentionnées, à détecter, localiser les défauts d'étanchéité de la 3^{ème} barrière, et, si nécessaire, à restaurer l'étanchéité de celle-ci, ou de ses extensions, en cas d'accident ayant conduit à une dégradation plus ou moins importante des première et deuxième barrières.

FIGURE 1 : PRINCIPE DE REINJECTION DANS LE BATIMENT REACTEUR



INSTITUTION OF NUCLEAR ENGINEERS

INTERNATIONAL CONFERENCE ON NUCLEAR CONTAINMENT

6-8 April 1987, Cambridge, Great Britain

DYNAMIC CONTAINMENT OF GASEOUS EFFLUENTS IN THE AUXILIARY BUILDINGS AND REINJECTION OF LIQUID EFFLUENTS FROM THESE BUILDINGS BACK INTO THE REACTOR BUILDING FOR 900 MWe PRWs UNDER ACCIDENT CONDITION.

F. DEMOULIN - J. COLLINET - C. NGUYEN

Département d'Analyse de Sécurité, CEA

Centre d'Etudes Nucléaires de Fontenay aux Roses

FRANCE

1 - INTRODUCTION

Examination of the lessons to be learned from the accident of the Three Mile Island nuclear power plant on 20 March 1979 led the French Safety Authorities and EDF (Electricité de France) to adopt a series of measures intended to improve the performance of the containment of French PWRs, especially in the event of an accident.

Among the measures adopted, two of them contribute to the upgrading of the containment of nuclear island buildings, by reducing radioactivity constraints inside these buildings and by limiting radioactive releases into the environment. These are:

- (1) dynamic containment of auxiliary buildings likely to be contaminated following an accident,
- (2) reinjection back into the reactor building of liquid effluents arising in the auxiliary buildings.

In this paper we shall discuss, for each measure, the approach to the problem and describe the arrangements made to arrive at a satisfactory solution.

2 - DYNAMIC CONTAINMENT FOR AUXILIARY BUILDING LIKELY TO BE CONTAMINATED IN THE POST-ACCIDENT PHASE

2.1 - INTRODUCTION

For PWRs, it is generally held that the radioactive matter is contained by a series of three barriers: the fuel cladding, the primary cooling system boundary and the reactor building (or containment building). However, in reality, the situation is more complex, since the role of each barrier consists in preventing the transfer of radioactive products generated within this barrier or released from the upstream barrier due to its lack of leaktightness.

Each barrier, whose specifications and leaktightness are defined for the considered operating conditions, is normally designed to limit the transfer of radioactive products generated in:

- the fuel for fission products,
- the primary water via activation of water and structures,
- the atmosphere of the reactor building with regard to activation products.

In addition, the third barrier formed by the reactor building is a complex system and not a mere shell, since it consists of:

- the containment itself,
- the isolation system consisting of devices used to isolate all penetrations, i.e., all inlets and outlets for the primary and secondary coolants and for other fluids required for operating the power plant.

In case of necessity, the latter system normally ensures leaktightness to the third barrier, even though this function is not systematically nor wholly ensured by the reactor building. In fact, under certain circumstances, especially in case of accident, several safety systems form a bypass of the reactor building.

Under these conditions, most of the auxiliary buildings can be considered as an extension of the third barrier. Given that these buildings are not designed to ensure air leaktightness, it leads, on one hand, to considering them as a containment with controlled release, that is to adopt an overall concept of leaktightness by dynamic negative pressure with respect to the outside, and, on the other hand, to ensuring an internal dynamic containment, that is to maintaining a succession of negative pressures between the premises.

The two major objectives of this dynamic containment are:

- to bound radioactive leaks close to their sources of emission, that is to prevent transfer of gaseous effluents to areas where protection from radioactivity would involve unacceptable constraints,
- to route, measure and treat gaseous effluents through a suitable ventilation system before discharge via the stack.

2.2 - TECHNICAL CONSIDERATION

All building areas were examined systematically according to assumptions made regarding the systems carrying contaminated fluids under normal and post-accident conditions. The criteria used for determining the areas exposed to iodine contamination are:

- rooms with equipment which might contain iodine in gaseous form,
- rooms crossed by systems carrying a radioactive liquid whose level of radioactivity is greater than a hundredth of the primary level of radioactivity adopted for normal operation and whose temperature is higher than 50°C under normal operating condition or higher than 100°C under accident conditions.

The rooms meeting the above criteria essentially contain:

- the safety systems such as the core safety injection system (RIS) and containment spray system (EAS),

- the boron recycling system (TEP) evaporator condensate pumps, evaporators and degassers,
- the chemical and volume control system (RCV) non-regenerative heat exchangers and front tanks,
- the gaseous effluents treatment system (TEG) compressors, piping, valves and tanks,
- the liquid effluents treatment system (TEU) evaporators,
- the containment atmosphere monitoring system (ETY).

This survey allowed a thorough check out and completion of a certain number of practical provisions concerning the ventilation system, and, in particular, led to setting up a succession of negative pressures between the rooms according to the type and degree of contamination expected.

To avoid a risk of increase of contamination, the safety authorities adopted the criterion of an air speed of 1 m/s in sections where leakage between rooms is possible. For practical reasons, i.e., to be able to monitor this parameter during operation, establishment of a correspondance between the pressure differences and air speed was proposed. Although this correlation is strongly dependent on the size and type of leak, a negative pressure ranging from 10 to 20 Pa is needed to guarantee 1 m/s in a hole ranging from 5 to 10 mm in diameter or around a door with a gap of 1 mm. The adopted value is probably a reasonable mean value for ensuring acceptable dynamic containment.

However, air pressure inside the rooms is likely to vary under the effects of various perturbations arising from random variations in the ventilation system flow rates, differences in temperature, measurement accuracy and the sensitivity of control systems.

In order to comply with the basic criterion of 1 m/s and also to take into account various perturbations due to the environment, a decision was made to increase the negative pressure in rooms presenting an iodine contamination hazard with respect to adjacent rooms. Today, operating experience shows that pressures available on all installations range from 30 to 50 Pa, i.e., above the minimum required.

It was also decided to install a permanent micro-manometer station for monitoring the differences in pressure between areas. This enables detection and plugging of leaks between rooms, guarantees containment quality over time, and eliminates the need for periodic testing of the direction of air flow, through continuous monitoring of pressures.

A control system also participates in maintaining dynamic containment of the buildings with respect to the outside by balancing the pressure in the main blower and exhaust manifolds in the ventilation system. This control also allows detection of operating incidents in the air exhaust system, especially those involving rooms where the iodine contamination hazard is present.

2.3 - CONSEQUENCES

Independently of the new equipment installed for monitoring and controlling pressure differences, the major changes required for improving dynamic containment are:

- improvement of leaktight quality for mechanical and electrical penetrations,
- optimization of ventilation blower and/or exhaust outlet sections,
- replacement of the sealing on doors separating iodine hazard areas from other rooms,
- fine adjustment of the air flow in each ventilation duct and blocking of registers that are not essential to operation of the system, so as to prevent control shifts over time.

These changes have necessitated thorough renovation of the finishing in the rooms and ventilation adjustments which represent long and hard work but does not require putting the basic design of the ventilation systems into question, nor that of the inside layout of civil engineering works.

Today, the provisions made for improving the quality of dynamic containment of the rooms in the auxiliary building likely to be contaminated under accident conditions are operational at virtually all the installations and ensure satisfactory containment of radioactive gaseous effluents for all the rooms in the nuclear island auxiliary buildings.

3 - REINJECTION OF LIQUID WASTES FROM THE AUXILIARY BUILDING BACK INTO THE REACTOR BUILDING UNDER ACCIDENT CONDITIONS

3.1 - OBJECTIVES AND PRINCIPLES

The main safety systems used under accident conditions are:

- safety injection system (RIS),
- containment spray system (EAS),
- containment atmosphere monitoring system (ETY),
- nuclear sampling system (REN).

These systems carry highly radioactive fluids outside the containment building and possibly are sources of normal leakages (at the stuffing boxes, pump packing, condensates produced by the ETY) and eventually short-life accidental leaks. The leaks are collected by the nuclear island vent and drain system (RPE) which collects all the effluents produced in the various buildings and routes them to the treatment systems. Given the treatment systems are not designed for receiving, storing and treating effluents due to an accident and whose level of radioactivity and volume would be greater than that used for design, Electricité de France (EDF) has decided to prohibit transfer of effluents, above a given threshold of radioactivity, to the liquid and gaseous effluents treatment systems and to reinject them back into the reactor building, which is the best means of containing radioactive products over the short and medium term.

The objective is to limit the dispersion of effluents and to bound contamination to only those areas concerned by the accident. To meet this objective, the three following principles have been adopted:

- the chemical and volume control system (RCV) is not used under accident conditions and consequently there is neither production of effluents in nor their transfer to the TEP (boron recycling system) and to the TEG (gaseous effluents treatment system),
- all RPE sumps, process drains and floor drains likely to be contaminated are equipped with a broad spectrum radiation monitoring device, which is part of the KRT system and which automatically cuts off effluents transfer to the liquid effluents treatment system above a determined threshold, by closing the valves and shutting off the pumps,
- reinjection of highly contaminated effluents back into the containment building is to be effected by the operator from the control room.

3.2 - PRACTICAL PROVISIONS

3.2.1 - Effluents transfer cut-off

The function of the plant radiation monitoring systems (KRT) is to:

- monitor and control the transfer of radioactive effluents across the barriers;
- assess radioactive discharge into the atmosphere;
- monitor the levels of irradiation and contamination inside the plant under normal operation and accident conditions.

Studies made following the TMI accident have provided the basis for increasing the number of devices for measuring radioactivity and to have them play an active part in limiting discharge under any accident condition, even the ones not provided for in the design conditions. Today, the KRT system contains 75 measures of radioactivity per twin units of 900 MWe PWRs, since the nuclear auxiliary building (BAN) is in common with both reactors; twenty of these are qualified for severe accident conditions. Five special measures are associated with reinjecting highly contaminated effluents back into the containment building:

- two are in the nuclear auxiliary building (in common with both reactors):
 - . floor drains sump,
 - . process drains sump.

- three are in the fuel building (BK):
 - . EAS sump (spray),
 - . RIS/ISBP sump (low pressure safety injection system),
 - . fuel building main drain.

They are intended to measure γ radioactivity on the surface of the water in all contaminable RPE sumps, process and floor drains. Each broad spectrum (0.1 to 10^5 rad/h) device delivers an alarm for threshold 1 and, if threshold 2 is reached (20 rad/h), automatically cuts off transfer of effluents to the treatment system (TEU) by closing the valves and turning off the pumps.

This automatic operation keeps the highly contaminated effluents in the auxiliary building sumps during the first stage.

3.2.2 - Reinjection of the effluents back into the containment building

At a later stage, the operator in the control room can decide when to reinject the effluents back into the containment building by opening the remote controlled sump line valves and restarting the corresponding pumps. The reinjection valves and pumps on each sump are controlled individually so as to:

- only reinject the effluents from highly contaminated sumps to limit the volume of reinjected effluents,

- avoid polluting a non-contaminated sump in case the pump discharge check valves leak.

This is a coordinated operation. The operator in the control room configures the reinjection system from the mimic panel, using available data and a full analysis of the situation: development of the radioactivity levels, containment pressure, etc.

Reinjection is made via an existing containment penetration of the nuclear island vent and drain system (RPE) and via a new pipeline inside the containment building connecting this penetration to the sump. The reinjection block diagram is shown figure 1.

After the sumps are drained, the isolation valves on the connections from the sumps to the reactor building are closed.

3.3 - CONSEQUENCES

At first, the role of radioactivity measuring devices installed in nuclear power plants was essentially limited to monitoring, which was often passive, of the levels of radioactivity or the dose rate in the areas of the plant considered as being the most representative for normal operating conditions and for design basis accidents.

The work undertaken after the TMI accident has resulted in increasing the number of radioactivity measuring devices and to provide them with an active role in the limitation of discharge, even under severe accident conditions.

The integration of reinjection of highly contaminated effluents back into containment building with the monitoring system proves a significant improvement to nuclear containment under accident conditions.

4 - CONCLUSION

Implementation of the two actions described above was made after the Three Mile Island accident. They constitute an important contribution to improving the containment function of nuclear island buildings under post-accident conditions.

- . The first one allows a satisfactory dynamic containment both outside and inside of the auxiliary buildings, which are likely to be contaminated during the post-accident phase, and offers several advantages:
 - prevention of leakage of polluted air directly to the outside and enhancement of the efficiency of the air filtering and air purification system,
 - limitation of uncontrolled releases by concentrating contamination at a single discharge point for better account,
 - bounding of contamination close to its source of emission, which provides for both a satisfactory solution regarding protection of personal against radioactivity and faster detection and localization of the source through the KRT system.

These improvements to nuclear containment of French reactors should enable to better evaluate the available safety margin with regard to the calculated releases under design accident condition.

- . The second one allows reinjection of highly contaminated effluents back into the containment building under accident conditions, mainly those which exceed the design conditions and which cannot be stored nor treated by the effluents treatment systems located in the auxiliary buildings.

In addition to these two improvements, an ultimate procedure called U2 has been proposed; it is part of the general approach to safety followed in France, especially regarding plant operation under accident conditions exceeding conventional design conditions. It is based on the two actions described in this paper, and its objective is to detect and localize leaktightness failures in the third barrier, and if necessary, to restore the leaktightness of the third barrier or of its extensions in case of an accident causing more or less important degradations of the first and second barriers.

DESTINATAIRES

DIFFUSION CEA

M. le Haut Commissaire
 DSE
 DDS
 IPSN
 IPSN : M. SCHMITT
 IPSN : M. CANDES
 DRSN : M. BUSSAC
 DRSN : M. PELCE
 DAS
 SRDE
 BDSN
 LEFH
 BAIN
 GCSR
 SASR
 SACP
 SAEP
 SGNR
 SAREP
 SASICC
 SASLU
 SASLU/VALRHO
 SEC
 SAET
 SAED

STAS
 SASC
 SAEG
 SAM
 SPI
 BEP
 DERS Cadarache
 SES Cadarache
 SERE Cadarache
 SIES Cadarache
 SESRU Cadarache
 SRSC Valduc
 SEAREL
 DPS/FAR + DPS/DOC : Mme BEAU
 DPT/FAR
 DSMN/FAR
 CDSN/FAR : Mme PENNANEAC'H
 UDIN/VALRHO
 DEDR Saclay
 DPNR Cadarache
 DRE Cadarache
 DER Cadarache
 DMT Saclay
 DMECN/DIR Cadarache
 DMECN Saclay
 DTCE Grenoble
 Service Documentation Saclay :
 Mme COTTON (3 ex.)

DIFFUSION HORS CEA

Secrétariat Général du Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire : M. CUREAU
 Conseil Général des Mines : M. DE TORQUAT
 Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires : M. LAVERIE (+ 3 ex.)
 Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires - FAR
 Monsieur le Président du G.P.d. : M. GUILLAUMONT
 Direction Générale de l'Energie et des Matières Premières : Mlle TISSIER
 FRAMATOME : M. le Directeur Général
 NOVATOME : M. le Directeur Général
 TECHNICATOME : M. le Directeur Général
 TECHNICATOME : Service Documentation
 EDF / L'inspecteur général de sûreté et de sécurité nucléaires : M. TANGUY
 EDF / SEPTEN (2 ex.)
 EDF / SPT
 M. HOHLEFELDER) Bundes Ministerium für UMWELT, NATURSCHUTZ
 M. BREEST) und REAKTORSICHERHEIT - BONN (RFA)
 M. KREWER - Bundes Ministerium für Forschung und Technologie - BONN (RFA)
 M. BIRKHOFFER - Gesellschaft für Reaktorsicherheit - KOLN (RFA)
 M. JAHNS - Gesellschaft für Reaktorsicherheit - KOLN (RFA)
 M. HAUBER - I.J.S.N.R.C. - WASHINGTON (E.U.)
 M. BECKJORD - U.S.N.R.C. - WASHINGTON (E.U.)
 M. E.A. RYDER - U.K.A.E.A. - Safety and Reliability Directorate - RISLEY (G.B.)
 M. J.S. Mc LEOD - Nuclear Installations Inspectorate - LIVERPOOL (G.B.)
 M. GONZALES - Consejo de Seguridad Nuclear - MADRID (ESPAGNE)
 M. José DE CARLOS - Consejo de Seguridad Nuclear - MADRID (ESPAGNE)
 M. C. BORREGO - Département de l'Environnement - Université d'AVEIRO (PORTUGAL)
 M. E. HELLSTRAND - STUDSVIK ENERGITEKNIK AB -
 Nuclear Division, Safety and System Analysis - NYKOPING (SUEDE)
 M. NASCHI - Direttore Centrale della Sicurezza Nucleare e della Protezione Sanitaria -
 ENEA - ROMA (ITALIE)
 M. P. VANNI - Direttore relazioni esterne e informazione -
 ENEA - ROMA (ITALIE)

M. ZHANG YU MAN - National Nuclear Safety Administration (CHINE)
M. MA FUBANG, Director of the Nuclear Electricity Office - MIN (CHINE)
M. KANDA - MITI (JAPON)
M. EIICHI TSUJI - Science & Technology Agency -
Director of the Nuclear Safety Division (JAPON)
M. OKASAKI - Science & Technology Agency - Nuclear Safety Division (JAPON)
M. FUKETA - JAFRI - Center of Safety Research (JAPON)

COPIE (SANS P.J.)

M. CHAVARDES (Attaché près de l'Ambassade de France aux Etats-Unis)
M. FELTEN (Attaché près de l'Ambassade de France au Japon)
M. WUSTNER (Attaché près de l'Ambassade de France en RFA)
M. GOURIEVIDIS (Attaché près de l'ambassade de France en Chine)