

# QUELQUES RÉFLEXIONS A PROPOS DE LA SÛRETÉ

\*\*\*\*\*

**Bella Belbéoch**

\*\*\*\*\*

Les analyses de sûreté transmises par la DSIN au Conseil Supérieur de Sûreté et d'Information Nucléaires sont assez lapidaires et il est toujours bon de pouvoir "décrypter" le contenu du message, d'en souligner les lacunes -quand on s'en aperçoit- ce que je vais tenter rapidement de faire ici sur quelques exemples, en m'attachant à deux sortes de lacunes : soit l'analyse du phénomène est incomplète, soit le phénomène lui-même a disparu, apparemment du moins, du champ des comptes-rendus car il ne donne plus lieu à des incidents repérables dans l'immédiat [on espère néanmoins que les investigations continuent !].

## **Les "turbulences" hydrauliques.**

A propos du démarrage de CHOOZ B (2 réacteurs B1, B2 de 1450 MWé du nouveau palier N4) il est dit dans le compte-rendu de la séance du CSSIN du 24 septembre 1996 "A ce jour, le fonctionnement des installations de la centrale de CHOOZ B n'a pas conduit à observer d'anomalie notable". Pourtant une page plus loin il est indiqué une augmentation "inexpliquée" des "performances hydrauliques" qui pourraient avoir des "conséquences défavorables sur la sûreté" à savoir : "augmentation du temps de chute des grappes d'arrêt de la réaction nucléaire et maintien mécanique insuffisant des assemblages combustibles".

Comme c'est gentiment dit, des grappes de contrôle qui ne tomberaient pas assez vite alors que les assemblages de combustible se feraient la paire...

Les instabilités hydrauliques préoccupent les autorités de sûreté de nombreux pays depuis longtemps car elles sont responsables d'un tas de phénomènes "défavorables" pour utiliser l'euphémisme de la DSIN. Ainsi, bien qu'il ne s'agisse pas du même type de réacteur et donc, vraisemblablement, d'un phénomène physique un peu différent, ce sont des instabilités thermo-hydrauliques qui ont été rendues responsables des oscillations de puissance observées dans les réacteurs américains à eau bouillante BWR (Nucleonics Week, 21 July 1994) et qui embêtent beaucoup la NRC (les autorités de sûreté américaines, l'équivalent de notre DSIN).

Dans le descriptif de la DSIN il n'y a que 2 "conséquences défavorables". A mon avis il y a une lacune : l'usure et la fissuration des gaines des barres de contrôle.

Reportons-nous à un incident survenu sur Gravelines4 le 1er avril 1989 : un ressort, dont la fonction est de maintenir en place l'alliage neutrophage Argent-Indium-Cadmium de la barre de contrôle à l'intérieur de sa gaine fine en acier, s'est échappé vers l'extérieur et a coincé la barre dans le tube de guidage. Il y aurait eu usure de la gaine par les turbulences hydrauliques et fissuration du gainage [1]. A l'époque il a été question de faire des études pour améliorer le gainage et en particulier d'augmenter l'épaisseur de la paroi. Je suppose que cela a été fait depuis. Mais qu'en est-il, même avec une paroi plus épaisse, si l'on augmente les turbulences hydrauliques avec avec un groupe motopompe primaire aux performances "améliorées". Que va-t-il se passer du côté de l'usure et de la déchirure, du "wear and tear" comme disent les anglo-saxons ?

Il est donc étonnant que ce phénomène physique n'ait pas été évoqué. C'est pourtant quelque chose d'important. En effet l'alliage de composition en poids 80% d'argent, 15% d'indium et 5% de cadmium fond à une température voisine de 800°C . En cas d'échauffement local par perte de réfrigérant, si cette température est atteinte l'alliage va fondre (avec de plus une grande volatilité du cadmium comme l'a indiqué l'éminent physico-chimiste Gulbransen). Si la gaine est déchirée le liquide s'échappe et on se retrouve avec une partie du coeur sans système de barre de contrôle [1].

A Fessenheim, d'après les réponses faites par la direction de la centrale aux questions posées par Solange Fernex lors du débat régional sur l'énergie, les défauts trouvés sur les gaines des barres de contrôle étaient de trois types : percement de gaine, perte d'épaisseur, gonflement [2].

Quittons les barres de contrôle mais restons-en aux phénomènes hydrodynamiques.

## **Turbulences hydrauliques et fissuration des manchons des couvercles de cuve.**

On se souvient qu'EDF a dû changer tous les couvercles des réacteurs à cause de la fissuration des manchons en inconel 600 permettant le passage des tiges de commande des barres de contrôle et que ça a été un beau bazar (et une aubaine pour Creusot-Loire). Pendant plusieurs mois on a fait des prévisions. EDF annonçait que seuls les "dômes chauds" présenteraient le phénomène. Cela paraissait logique puisque le temps d'amorçage des fissures dépend de la température et plus c'est froid plus le temps d'amorçage est long. L'inspecteur général de la sûreté à EDF, M. P. Tanguy, énonçait les lois de propagation des fissures dans son rapport de sûreté 1991. Hélas, dômes chauds, dômes froids même combat : les deux séries de réacteurs 900 Mwé et les 1300 Mwé, tout le parc était affecté. Comment expliquer un tel cafouillage des métallurgistes ?

A cette occasion on s'est aperçu de l'absence d'archivage à EDF, de l'absence de spécifications de soudage, d'une grande variété non répertoriée des conditions mêmes de fabrication de l'alliage etc. (Pour nous ce n'était qu'une réédition de ce que nous avons constaté pour les aciers des lignes de vapeur de Fessenheim, voir Gazette 113/114 mars 1992).

On n'a jamais plus entendu parler des couvercles. Comment expliquer cette fissuration qui, bien sûr dépend du niveau de contrainte et de l'état du matériau des manchons mais qui, d'une façon incompréhensible, paraissait indépendante de la température ?

Une hypothèse : sur les couvercles, et ça on le sait, il n'y avait pas de capteurs permettant de connaître la température réelle. Les températures de 290, 315 et 319°C des différents dômes sont des valeurs calculées. Mais c'était sans tenir compte des perturbations importantes de température entraînées par les turbulences hydrauliques dans la cuve...

Ainsi sur cet exemple on voit que le phénomène a été complètement escamoté une fois les couvercles changés. C'est quand même important le retour d'expérience ?

## **L'acier des cuves de réacteur**

Sous irradiation neutronique l'acier des cuves vieillit ; il vieillit mal car il se fragilise. La température de transition ductile-fragile augmente au cours du temps. De -20°C au départ elle est de l'ordre de 80-90°C en fin de vie du réacteur. Il est recommandé que l'acier de la cuve soit toujours dans le "palier ductile". En fin de vie si la température de la cuve s'abaisse brutalement on passe la température de transition ductile-fragile avec risque de fissuration et même de rupture brutale de la cuve.

Pour suivre l'évolution de cette température de transition, des "éprouvettes" de contrôle sont placées dans différents endroits de la cuve, plus ou moins près du coeur afin de simuler des temps d'irradiation différents. On suppose bien sûr, que ces éprouvettes minces, parfaitement détensionnées et exemptes de ségrégations, représentent raisonnablement l'état de l'acier de la cuve (ce qui est peut-être loin d'être le cas).

La séance du 14 mars 1995 du CSSIN était consacrée aux « Réacteurs à eau sous pression. Tranches de 900 MWe. Enseignements tirés des premières visites décennales ». On peut lire à la page 4 : « Toutefois le programme de surveillance a mis en évidence certaines anomalies dans l'évolution des caractéristiques d'éprouvettes irradiées tirées de zones soudées. Alors que l'évolution prévue de la température fragile-ductile, faisait passer celle-ci de -20°C pour le matériau non irradié à 90°C en fin de vie (40 ans ) [souligné par moi], dans le cas des cuves de Fessenheim 1 et de Bugey 5, la température de transition estimée pour 20 ans de fonctionnement est bien plus élevée que pour les autres cuves ; elle atteint respectivement 87°C et 88°C. La confirmation de ce constat par le suivi ultérieur des propriétés mécaniques de ces zones soudées pourrait conduire à une réduction de durée de vie prévue pour ces deux réacteurs » [souligné par moi].

Qu'a donné le suivi des propriétés mécaniques ?

Quand appliquera-t-on en France le principe de précaution ? 87-88-90°C... Fessenheim a 20 ans cette année. Une conclusion s'impose : **il faut fermer Fessenheim** avant qu'il y ait des problèmes sur la cuve. Idem pour Bugey 5.

### **Les enceintes de confinement**

J'inclus ici une lettre adressée en novembre dernier à M. Daniel Quéniart, Directeur délégué à la Sûreté, (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) afin de mettre en évidence à quelle gymnastique on doit se livrer par rapport aux informations que l'on obtient car souvent la main droite ignore ce que fait la main gauche.

Monsieur,

Dans votre article intitulé "Les bases techniques des plans d'urgence " (*Contrôle*, n°108, décembre 1995) vous indiquiez à propos du terme source S2 : « *"le terme source" S2 couvre aussi certains cas d'inétanchéité de l'enceinte de confinement, soit préexistante, soit se produisant au cours de la séquence accidentelle* ». Vous indiquiez « *la mise en place d'une procédure permettant de repérer et de pallier les cas d'inétanchéité de l'enceinte de confinement. L'ensemble de ces dispositions ont pour but d'éviter tout rejet dans l'environnement par un cheminement sans filtration. Les conséquences des séquences accidentelles de "niveau S2" sont alors ramenées au "niveau S3" »* ». Vous admettez ainsi que sur nos réacteurs les séquences accidentelles de "niveau S2" peuvent être ramenées à des séquences de "niveau S3" moins pénalisantes quant à leurs conséquences pour l'environnement.

Or certaines enceintes de nos réacteurs ont montré une inétanchéité lors des essais de mise sous pression **avant** leur démarrage. C'est par exemple le cas de Belleville (Cher). Les tentatives de colmatage des fuites n'ont pas été -à notre connaissance- entièrement couronnées de succès.

Rappelons à ce propos le rapport de l'IPSN sur « *le vieillissement des centrales nucléaires REP. Actions menées par l'IPSN* ». (*Gazette Nucléaire* n°129/130 déc. 1993, p. 32). Ce rapport indiquait que le béton de certaines enceintes (Flamanville, Belleville, Nogent) « *présentent des cinétiques de fluage plus importantes que prévu et cette situation pourrait conduire à une perte d'étanchéité en cas d'accident* » (souligné par moi).

Laisser fonctionner ces réacteurs dont l'enceinte n'est pas conforme aux normes n'est-ce pas une violation impardonnable de la culture de sûreté ?

***Que se passerait-il en cas d'accident ?***

N'est-il pas optimiste de laisser croire qu'un terme source S2 ne peut être généré sur nos réacteurs alors que l'IPSN souligne la possibilité de perte d'étanchéité de l'enceinte pour ces bétons qui fluent ?

Je vous serais bien obligée si vous pouviez me fournir des informations complémentaires à ce sujet.

En vous remerciant à l'avance, veuillez agréer, Monsieur le Directeur délégué à la sûreté, mes salutations distinguées.

Bella Belbéoch, secrétaire du GSIEN

### **Les tubes GV constituent-ils les 2ème et 3ème barrières ?**

Bien sûr il y aurait encore beaucoup à dire : par exemple la rupture d'un tube du générateur de vapeur sur le réacteur belge de Tihange en juillet dernier. Au fait en aviez-vous entendu parler dans les médias ? Cela entraîne une phrase sibylline de la DSIN : « *En France il y aurait eu arrêt du réacteur dès le 2 juillet. En revanche, la conception des réacteurs français aurait conduit, si la rupture avait eu lieu malgré cela, à l'arrêt d'urgence* »

**et au déclenchement de sécurité, ce qui rend plus délicate la conduite ultérieure pour ramener le réacteur dans un état sûr » [souligné par moi].**

Dans la stratégie de défense en profondeur les tubes de générateur de vapeur constitueraient la 2ème barrière en cas d'accident. Voyons ce que dit à ce propos le livre de Jacques Libmann « *Approche et analyse de la sûreté des réacteurs à eau sous pression* » publié avec l'imprimatur de l'Institut National des Sciences et Techniques Nucléaires et du CEA.

On lit : « *le risque de rupture complète d'un tube de générateur de vapeur n'a pas échappé aux concepteurs de ce type de réacteur* ». La probabilité d'un tel événement a été évaluée « *inférieure à  $10^{-4}$  par an et par réacteur* ». La suite du texte est pleine d'enseignement : « *Malheureusement, l'expérience mondiale montre que la probabilité d'un tel événement est nettement supérieure à cette limite* ». La valeur donnée par l'auteur est **100 fois supérieure** à la valeur calculée qui a été prise en compte pour évaluer la sûreté des réacteurs...

L'auteur précise : « *Il est intéressant [intéressant pour qui ? pour ceux qui subiront les conséquences d'un accident ?] à ce stade de décrire très brièvement ce qui se passe lors d'un accident de rupture complète d'un tube de générateur de vapeur, si les opérateurs laissent l'installation se comporter sous la seule influence des automatismes [...]* ». L'auteur conclut : « *on finirait alors par dénoyer les éléments combustibles provoquant la rupture des gaines et le transfert direct des produits de fission volatils vers l'environnement, situation véritablement catastrophique* ». L'auteur se reprend en disant que cette situation possible est « *heureusement peu vraisemblable* ». Mais il faut le croire sur parole car il ne donne aucune indication pour justifier cette affirmation de catastrophe peu vraisemblable.

Ainsi, l'automatisme n'est pas la solution à tous nos maux, l'intervention humaine est nécessaire mais alors l'erreur humaine (des opérateurs et des concepteurs de la sûreté) se pointe. L'énergie nucléaire, compte tenu de ses conséquences est une activité qui ne supporte pas le droit à l'erreur, fondement de toute activité humaine.

Finalement les études de sûreté des réacteurs concernant la rupture des tubes de générateur de vapeur sont fausses d'un facteur 100 par rapport à la réalité. Cela ne semble pas choquer les experts de la sûreté des réacteurs nucléaires.

---

[1] Le Commandant Robert Green nous a communiqué le dossier d'enquête publique concernant le réacteur nucléaire de Hinckley Point C au Royaume-Uni avec l'audition de Don Arnott qui a analysé pour Friends of the Earth (UK) l'incident de Gravelines et ses conséquences pour la sûreté.

[2] Solange Fernex, Gazette Nucléaire 143/144 juillet 1995.