

Quelques réflexions préliminaires concernant l'incident survenu sur le circuit RRA de CIVAUX-1.

Le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) est un circuit auxiliaire important puisqu'il est chargé de refroidir le coeur dans une situation de mise à l'arrêt du réacteur, c'est à dire d'évacuer la *puissance résiduelle du coeur du réacteur*. Il est mis en relation avec le circuit primaire lorsque le fluide primaire -initialement à 155 bars et 320°C- atteint au cours du refroidissement un état déterminé de pression et température (180°C sous une pression de 28 bars dans le cas présent) et fonctionne jusqu'à l'arrêt final souhaité pouvant aller jusqu'à l'arrêt à froid avec ouverture du couvercle de la cuve. Ce circuit RRA comporte deux voies, A et B, séparées géographiquement dans le bâtiment réacteur.

Soulignons que le réacteur de CIVAUX-1 n'avait fonctionné que peu de temps et à une puissance de 50% lorsque la fissuration (de 18 cm sur 1-2 mm) s'est produite sur une soudure d'un coude en acier forgé de la tuyauterie de la voie A, entraînant une fuite importante d'eau créant ainsi une situation incidentelle, libérant environ 350 m³ d'eau radioactive pendant les 9 heures séparant la survenue de la fuite due à la fissuration jusqu'à l'isolement de la voie A.

Le 12 mai le circuit RRA était en arrêt dans une des situations dite d' «Arrêt Normal sur RRA», correspondant à un état d'arrêt intermédiaire de 180°C et 28 bars et ce, depuis le 7 mai. (Il nous a été dit, sans confirmation, qu'EDF était en attente des autorisations pour faire fonctionner le réacteur à 90% de puissance nominale).

La chronologie des événements au jour le jour ayant conduit à des versions contradictoires dues souvent au fait qu'un état souhaité : « On envisage de faire telle opération » n'a pas été suivi de sa réalisation concrète, nous nous bouterons à souligner quelques éléments qui nous paraissent importants du point de vue de la sûreté, sans suivre la chronologie. Rappelons simplement que la survenue de l'incident impliquait de la part d'EDF deux sortes d'actions :

- continuer à refroidir le coeur pour faire baisser la puissance résiduelle et amener le réacteur dans un état acceptable du point de vue de la sûreté
- isoler le tronçon fuyard de la voie A.

Ces deux étapes semblent avoir été atteintes le mercredi 13 mai au matin à 5h41. Depuis, il a été décidé de décharger le coeur. La puissance résiduelle a été abaissée continuellement ainsi que la pression. L'opération en cours actuellement consiste à amener la pression à la pression atmosphérique (1 bar) afin d'ouvrir le couvercle puis de décharger le combustible.

Erreurs et lacunes de conception du circuit RRA

Les réacteurs de Civaux font partie des tout nouveaux réacteurs «100% français» du palier NM.

1) Erreur de conception de la nouvelle configuration du circuit RRA.

Rappelons que l'eau chaude, aspirée dans une branche chaude du circuit primaire, est refoulée, une fois refroidie par passage dans le circuit RRA, dans une branche froide du circuit primaire. Le refroidissement est obtenu par passage d'une partie de l'eau chaude dans un échangeur de chaleur, l'autre partie étant déviée dans un by-pass. Ces deux veines d'eau, l'une chaude l'autre refroidie, se rejoignent à la sortie d'un Té. Par rapport aux anciens paliers *la configuration géométrique du circuit RRA a été modifiée*. C'est ainsi que le coude ayant présenté la fissuration est soudé *directement*, sans tronçon intermédiaire, à la sortie du Té mélangeur eau chaude/eau froide. Cette partie de la tuyauterie, parcourue par un mélange de veines d'eau chaude et d'eau froide, est particulièrement sujette à des contraintes thermiques.

Sur la voie A, lorsque le coude fissuré a été découpé, les examens métallurgiques ont montré :

- que des microfissurations existaient sur le tronçon restant du Té
- que des défauts existaient également *au-delà* du coude ! Ainsi la longueur de mélange des veines est très élevée.

Sur la voie B supposée intacte, des défauts métallurgiques ont été trouvés, au point qu'après réparation de la voie A celle-ci était jugée plus sûre que la voie B !

2) Lacunes de conception concernant les contrôles métallurgiques non destructifs

Du point de vue du contrôle, seuls étaient envisagés au démarrage de Civaux, le contrôle visuel, le ressuage, les radiographies. Des méthodes de contrôle par ultra-sons n'avaient pas été qualifiées pour le contrôle en service du circuit RRA alors qu'elles sont performantes pour détecter les défauts de «faïençage» trouvés sur les tuyauteries des deux voies du RRA de Civaux-1.

Questions

1) *Quelles études d'hydraulique en température et pression ont été effectuées avec cette configuration de circuit ?* Comment cette configuration a-t-elle été qualifiée en particulier y a-t-il eu des études en vraie grandeur, sous pressions et températures d'emploi avec l'acier inox de la même nuance qui est couramment utilisé dans tout le circuit primaire ? (Il s'agit de l'acier Z 2CN 18-10).

2) *Quelles études de fatigue thermique ont été effectuées avec cette configuration ?*

Il est très important de vérifier l'intégrité du circuit RRA sur les réacteurs B1 et B2 de Chooz qui ont fonctionné à pleine puissance. Certes une telle configuration, mettre un coude juste après une zone de mélange, est vraisemblablement autorisée par les codes de construction mécanique mais elle ne peut que nuire au mélange des deux veines et ne peut qu'introduire des turbulences dans l'écoulement donc des contraintes thermiques. Il est assez irréaliste d'avoir permis une telle configuration.

3) *Qu'en est-il sur les autres paliers ?* La différence de température entre eau chaude et eau froide est de l'ordre de 140°C : la température de l'eau chaude est de 180°C lors de la mise en fonctionnement du circuit RRA et la température de l'eau froide, refroidie par l'eau du circuit RRI -circuit de Refroidissement Intermédiaire- est de l'ordre de 40°C. Cette différence de température est sensiblement la même quel que soit le palier même s'il est possible que, dû à un refroidissement plus efficace du circuit RRI dans le palier N4, cette différence de température soit *supérieure ou égale à 140°C* pour Civaux. Cette différence de température entre réacteurs de différents paliers est marginale et n'explique pas une fatigue thermique qui serait spécifique du palier N4. Les longueurs de mélange s'avérant beaucoup plus grandes que prévu, même si le coude est plus éloigné du Té pour les réacteurs des paliers 900 et 1300-1350 des problèmes analogues peuvent survenir. Il serait bon de s'assurer de l'intégrité du circuit RRA sur *l'ensemble du parc*. (« Cette distance entre le point de mélange eau tiède et le coude peut varier entre 200 et 3000 mm selon les réacteurs » sans que nous ayons pu obtenir de renseignements plus précis).

4) On pourrait invoquer, outre la position du coude, *des débits d'eau plus élevés* pour le nouveau palier N4. Rappelons cependant qu'un problème de fatigue thermique a été récemment invoqué dans l'existence de fissurations dans un tronçon droit sur une portion du circuit d'injection de sécurité de Dampierre-1. Dans ce cas l'eau froide provient d'une vanne fuyarde sur une vanne en amont et donc le débit est très faible.

5) *Quelles autres « innovations » ont été introduites dans le palier N4 ?*

Au vu des performances de l'innovation concernant le circuit RRA on est en droit de se poser sérieusement cette question. On sait déjà que l'introduction de pompes plus performantes sur le circuit primaire a posé des problèmes pour le réacteur de CHOOZ-B1 pouvant affecter la *neutronique du coeur*. Il nous paraît donc adéquat de faire un inventaire de tous les changements introduits dans le nouveau palier.

Le contrôle qualité des tuyauteries

L'acier inox utilisé dans le circuit RRA est fabriqué par un sous-traitant de Framatome. Il est utilisé couramment dans le circuit primaire. Nous aimerions être assurés qu'il n'y a pas eu de changement de fabricant ni de méthode d'élaboration de l'acier des tuyaux et des coudes.

On nous a dit que tous les essais effectués avant le démarrage avaient été normaux. Nous aimerions cependant connaître le nom du sous-traitant de Framatome qui a effectué ces

contrôles en particulier des soudures. Nous aimerions que soient validées les méthodes de contrôle par ultrasons. D'autre part le code de contrôle des soudures des coudes (demi-coquilles en acier forgé et soudées) ne concernent que la soudure longitudinale de grand rayon. Nous aimerions que les contrôles soient étendus à la soudure de plus petit rayon.

Il est très surprenant de lire dans le journal *Le Monde* du 20 mai 1998 (D. Gallois et H. Morin) au sujet des 39 coudes présents dans le circuit RRA de Civaux analogues à celui qui s'est fissuré « Au vu des analyses Framatome décidera ou non du remplacement des 39 coudes analogues de la centrale ». Nous aimerions que les autorités de sûreté contrôlent les opérations et que ce soit elles qui *décident* car il s'agit d'un problème de sûreté.

La procédure incidentelle « par états ».

Autrefois la procédure était « événementielle », on cherchait d'abord à supprimer la cause de l'incident (ici, isoler la voie A du circuit RRA). La procédure par états vise à ramener le réacteur dans un état codifié par des procédures prédéterminées (il semble que cela ait été introduit après l'accident de Three Mile Island) et non en priorité de supprimer la cause. Il a été dit que les deux voies étaient en fonctionnement au moment de la survenue de l'incident, qu'il a été difficile de savoir quelle voie fuyait et à quel endroit, d'où la difficulté à isoler la fuite et que cela expliquerait qu'il ait fallu 9 heures pour isoler la voie A.

Il y a sur ce circuit des capteurs de pression et de débit d'eau et des alarmes différentes en salle de contrôle correspondant aux deux voies qui sont séparées géographiquement dans le bâtiment réacteur. Posons alors quelques questions naïves :

Qu'en est-il du nombre de capteurs sur le circuit et comment sont-ils situés par rapport aux vannes permettant d'isoler les différents tronçons du circuit ? N'avait-t-il pas été envisagé qu'un coude situé juste derrière le Té de mélange pouvait être un endroit à protéger alors qu'il est situé en amont du refoulement vers la branche froide du circuit primaire ?

A-t-il été bien pris en considération qu'une dépressurisation du circuit, de 28 bars à la pression atmosphérique, entraînait inmanquablement une vaporisation de l'eau lorsqu'elle passe de 180°C à 20°C, la vapeur -radioactive- envahissant le bâtiment réacteur et *rendant la visibilité nulle* ? (Dans le cas présent la vapeur n'était que faiblement radioactive le réacteur ayant fonctionné peu de temps et à puissance réduite). Il a fallu attendre d'y voir clair ! Cette non-visibilité nous apparaît comme l'élément déterminant de la durée ayant été nécessaire pour manoeuvrer *manuellement* les vannes isolant la portion de circuit comprenant le coude fissuré.

Le rôle du circuit RRA, circuit considéré comme un circuit auxiliaire dont seul le clapet de refoulement fait partie du circuit primaire, n'a-t-il pas été sous-estimé dans les analyses de sûreté ? Remarquons qu'au départ du programme nucléaire et des réacteurs 900 MW ce circuit RRA n'était pas considéré comme important pour la sûreté et ne nécessitait pas une surveillance particulière. Ce point de vue a été modifié pour les 1300 MW mais peut-être pas suffisamment ? Que se serait-il passé si le réacteur avait fonctionné à pleine puissance et depuis 1 an ? On peut imaginer que dans ce cas les microfissurations à la soudure du coude et du Té auraient pu provoquer une rupture guillotine du tuyau or la puissance résiduelle étant plus élevée et donc la quantité de chaleur à évacuer avec une pression plus élevée dans le bâtiment réacteur, une plus grande quantité d'eau radioactive dans les puisards et une bache d'eau PTR (Traitement et Refroidissement d'eau des piscines) peut-être insuffisante pour ramener le réacteur dans un état « normal » du point de vue de la sûreté, aurait nécessité d'utiliser le circuit d'injection de sécurité. Un tel incident avec emploi de l'eau du circuit d'injection de sécurité (RIS) peut endommager durablement l'installation mais du point de vue de la radioactivité qui peut nous garantir qu'un tel scénario ne nécessiterait pas des rejets liquides et gazeux radioactifs *dans l'environnement* ? **Un réexamen de l'analyse de sûreté nous paraît nécessaire.**

Les lacunes dans l'information : reflets de la difficulté à revenir à un état codifié ?

Un premier point : les autorités de sûreté n'ont été prévenues que le mercredi 13 mai au matin. C'est inadmissible.

A notre question concernant les essais qui auraient pu être effectués sur le réacteur entre le 7 mai et le 12 mai il nous a été répondu que tout avait été normal, qu'il n'y avait pas eu de coup de bélier ayant pu justifier l'ouverture de la fissure sur le coude de la voie A du RRA.

La chronologie des différents essais pour ramener le réacteur dans un état standard est encore à faire. Nous nous bornerons à citer la tentative de passer par les GV (générateurs de vapeur) qui a eu lieu le vendredi 15 mai entre 16 et 18 heures alors que la voie A était isolée.

Elle a échoué car « la vanne réglante du by-pass de la voie B a fui ». Il n'y a donc pas que la tuyauterie qui a des problèmes, les vannes aussi.

On peut cependant se poser une question concernant la puissance résiduelle du réacteur. N'était-elle pas plus basse que prévu ce qui aurait entraîné une difficulté pour monter en température et en pression lors de cette tentative ? D'où une autre question : qu'en est-il des *mesures neutroniques* sur ce réacteur ?

Nous voulons signaler un autre événement qui n'a pas eu d'explication satisfaisante. Il s'agit d'un rejet de vapeur ayant eu lieu dans la même plage horaire que cette tentative de passer par les GV. Il nous a été dit que c'était une coïncidence, que vu la quantité d'effluents liquides accumulés il s'agissait d'un essai du personnel chargé du traitement des effluents afin de valider une méthode par utilisation de vapeur à l'aide du circuit de vapeur auxiliaire de vapeur, essai qui aurait *échoué*. Cette information a été infirmée par une autre source. Il nous a par ailleurs été indiqué que le réacteur Civaux-1 aurait été admis à fonctionner à 50% de la puissance sans que la totalité de l'installation d'effluents ait été requise. Si tel est le cas il nous paraît nécessaire que l'autorité de sûreté exige que la totalité de l'installation des effluents avec sa complète potentialité de fonctionnement soit requise lorsqu'une tranche est mise en fonctionnement dès le démarrage du réacteur, car un incident nécessitant beaucoup d'eau est toujours possible comme le montre cet incident de Civaux ayant conduit à 350 m3 d'effluents liquides.

Le non-respect des consignes de conduite

C'est l'eau de la bache PTR qui a été utilisée pour refroidir le réacteur. Le PUI (Plan d'urgence interne) doit être mis en oeuvre lorsque l'eau contenue dans cette bache, initialement de 3000 m3, descend à 2800 m3. Ce seuil correspond à une consigne de conduite « applicable en condition de sûreté dégradée » qui a été fixé au préalable par EDF (proposé par EDF et validé par les autorités de sûreté). Il a été atteint lors de l'incident dans la nuit du 12 au 13 mai or EDF n'a pas déclenché le PUI. EDF ayant maîtrisé la situation avec un niveau d'eau final de 2640 m3 dans la bache PTR il peut sembler *a posteriori* que le déclenchement du PUI n'était pas nécessaire et EDF risque d'être tenté de faire baisser ce seuil de 2800 m3. Ceci revient à ne pas verbaliser un automobiliste qui franchit une ligne blanche sous prétexte qu'il n'y a personne sur la voie en sens inverse. On sait bien que dans ce cas une voiture peut survenir inopinément d'une voie transversale et provoquer l'accident. De même on ne doit pas « blanchir » EDF de n'avoir pas déclenché le PUI sous le prétexte qu'en définitive l'eau utilisée n'est pas descendue très en dessous du seuil requis car un incident *concomitant* nécessitant de l'eau supplémentaire est toujours possible. La violation par EDF des consignes de conduite est inadmissible.

B. Belbéoch