

**Groupe de travail ANCCLI-IRSN
« réexamen de sûreté des réacteurs »
Compte-rendu de la réunion du 21 janvier 2015**

CLI-ANCCLI : Joël AUDIGE, Jean-Claude AUTRET, Yves BARON, Jérôme BARS, Dominique BOUTIN, André COPIN, Alain CORREA, Michel DEMET, Marco DIGIACOMO, Michel EIMER, Pierre GAILLARD, Francis GALIZI, Suzanne GAZAL, Daniel GENIEZ, Jacky HERNANDEZ, Jean-Paul LACOTE, Yves LHEUREUX, Eric NININ, Maïté NOE, Monique SENE

IRSN : Franck BIGOT, Véronique LEROYER, Thierry PAYEN, Christian PIGNOLET, François TARALLO

Autres participants : Manon BESNARD (WISE-Paris), Philippe DUPUIS (ASN), Yves MARNIGNAC (WISE-Paris), Laurent STREIBIG (ASN)

Excusés : Claude BARBAY, Robert CLAR, Mathieu ESTEVAO, François GODIN (ASN), Anne-Laure MACLOT, Jean-Paul MARTIN, Xavier PAULMAZ, Yannick ROUSSELET (Greenpeace),

1. INTRODUCTION

L'ANCCLI et l'IRSN ont mis en place un groupe de travail pour échanger sur les sujets de sûreté associés aux visites décennales des réacteurs et à leurs réexamens de sûreté à venir, notamment des 4^{ème} visites décennales des réacteurs de 900 MWe (VD4-900) dont l'instruction par l'IRSN des orientations commence en 2014.

Deux réunions ont eu lieu en 2014 : la première réunion du 3 avril 2014 a permis d'échanger sur le processus et le calendrier des réexamens de sûreté des réacteurs et des enjeux relatifs à la VD4-900 ; la deuxième avait pour objectif d'approfondir la maîtrise du vieillissement de la cuve d'un réacteur.

La troisième réunion de ce groupe de travail a pour objectif d'approfondir les sujets liés à l'enclaustrage de confinement d'un réacteur, ainsi que les enjeux du prolongement de la durée de fonctionnement des réacteurs. Les transparents présentés par l'IRSN sont repris en annexe 1. Les enjeux identifiés par le GP de l'ANCCLI sont repris en annexe 2. Le glossaire des termes utilisés dans le groupe de travail figure en annexe 3.

2. L'ENCEINTE DE CONFINEMENT D'UN REACTEUR 900 MWE

François Tarallo présente les différents types d'enceintes des réacteurs du parc électronucléaire français en fonctionnement, ainsi que les principes de sûreté associés aux enceintes des réacteurs de 900 MWe, leur conception, réalisation et surveillance.

Conception et réalisation de l'enceinte d'un réacteur

La conception des enceintes des réacteurs de 1300 MWe diffère de celle des réacteurs de 900 MWe avec la suppression de la peau métallique et l'introduction d'une enceinte externe en béton armé. Pour le projet EPR, l'enceinte de confinement est constituée d'une peau métallique et d'enceintes interne et externe.

En réponse à une question d'un participant, François Tarallo indique que les épaisseurs courantes des enceintes des réacteurs 900 MWe sont égales à 90 cm. Celles des enceintes internes des réacteurs 1300 MWe P4 sont de 90 cm, des réacteurs 1300 MWe P'4 de 120 cm, d'EPR de 130 cm. La peau métallique des réacteurs 900 MWe a une épaisseur de 6 mm. L'épaisseur du radier est la même pour tout le palier CPY des réacteurs 900 MWe : environ 3,5 m.

Concernant les modalités de mise en tension des câbles de précontrainte, il indique qu'il est pris appui sur le béton pour les tendre. C'est le béton qui reprend la contrainte, donc qui se trouve comprimé sous les forces de précontrainte.

Lorsque des appuis parasismiques sont disposés sous le radier du réacteur (comme c'est le cas à Cruas), une instrumentation est mise en place pour suivre les mouvements. Par ailleurs, les appuis en néoprène doivent pouvoir être remplacés ; c'est une exigence à la conception.

Concernant la façon dont est fixée la peau métallique à la paroi en béton, François Tarallo précise que des connecteurs (sortes de boulons) sont soudés (tous les 15 cm environ) sur l'extérieur de la peau métallique qui est mise en place en premier. Le béton de l'enceinte est ensuite coulé contre la peau métallique qui sert de coffrage. Les tôles formant la peau métallique sont soudées entre elles.

Concernant le traitement effectué sur la peau métallique, François Tarallo précise que le côté intérieur est recouvert de peinture. Par contre, le côté extérieur, en contact avec le béton, n'a pas de revêtement. En effet, sur ce côté, il n'y a pas de risque de corrosion du fait de la passivation de l'acier par le béton.

Concernant les traversées, François Tarallo indique qu'il n'y a pas eu de création de nouvelles après la construction. En effet, des réserves de traversées avaient été prévues, et ont pu être utilisées par exemple pour la mise en place du filtre U5 (décompression / filtration de l'enceinte).

Concernant les contrôles effectués sur le béton des enceintes des réacteurs de 900 MWe après réalisation, il indique que des défauts de bétonnage ont été constatés sous les sas de certains des premiers réacteurs 900 MWe dus à la densité de câbles de précontrainte et d'aciers passifs, ainsi qu'à l'épaisseur de béton plus importante à ces endroits. Par ailleurs, il précise que les « nids de cailloux » peuvent être traités après coulage.

Concernant l'impact potentiel du changement des codes de calcul ou des outils pour la conception des enceintes, il indique que cet impact est mineur, car la conception repose essentiellement sur des principes simples qui ne dépendent pas des codes de calcul.

Il précise également que le dimensionnement de l'enceinte de confinement est basé notamment sur le cumul de l'accident d'APRP et du séisme, ce qui permet de disposer de marges de sécurité significatives assurant la robustesse de l'ouvrage.

Les épreuves de l'enceinte

La vérification de la conformité de l'enceinte est effectuée à l'aide d'épreuves d'étanchéité à froid au cours desquelles l'ouvrage est gonflé à sa pression de dimensionnement, soit 4 bars relatifs pour le palier CPY. Cette valeur est supérieure d'environ 15 % à la pression d'accident afin de prendre en compte l'effet de la température sur l'ouvrage. Une première épreuve est effectuée après réalisation du gros œuvre (essai pré-opérationnel), une deuxième après le premier rechargement, puis les autres épreuves suivent à un rythme décennal.

Concernant l'épreuve hydraulique de l'enceinte, certains participants font remarquer que le taux de fuite représente plusieurs centaines de m³ par jour (pour un volume d'environ 85 000 m³). François Tarallo précise que la plupart des fuites des enceintes des réacteurs de 900 MWe est due aux traversées de l'enceinte qui débouchent généralement sur des locaux ventilés des bâtiments auxiliaires (sauf concernant le tampon d'accès des matériels (TAM) qui débouche directement sur l'extérieur). Par ailleurs, la peau d'étanchéité est globalement bien étanche. Plusieurs techniques existent pour rechercher l'origine de fuites, comme des techniques olfactives. Par ailleurs, les joints du sas matériel sont changés à chaque ouverture. Il précise également qu'un « petit trou » impliquerait un dépassement du taux de fuite maximal autorisé.

Suzanne Gazal indique que selon EDF-Golfech, la réalisation du test de mise en pression peut entraîner un risque de rupture des câbles de précontrainte ou une rupture locale d'étanchéité de l'enceinte interne par arrachement de traversée ou éclatement de joint. François Tarallo considère qu'il existe des marges importantes sur la pression de réalisation de cette épreuve, permettant d'écarter un risque de rupture de câbles de précontrainte ou une ouverture des joints des sas. Franck Bigot souligne que l'IRSN a confiance dans le fait que cette épreuve ne dégrade pas l'état de l'enceinte. Il précise de plus que les joints sont régulièrement testés, notamment après chaque changement et chaque arrêt. Les résultats de l'épreuve enceinte font partie des éléments exigés dans le rapport de conclusion de réexamen de sûreté (requis par la loi TSN) transmis par l'exploitant environ 6 mois après la visite décennale.

Plusieurs participants souhaiteraient connaître la pression maximale à laquelle l'enceinte pourrait résister. François Tarallo explique que des calculs ont été réalisés après l'accident de Three Mile Island. Ils montrent que des fissures apparaîtraient avant d'arriver à une rupture de l'enceinte. Par ailleurs, des essais sur maquette ont été réalisés aux Etats-Unis afin de conforter les calculs réalisés. Ils montrent des marges comprises entre 50 et 70 % entre la pression de dimensionnement et la pression conduisant à des fuites importantes. Par ailleurs, Franck Bigot rappelle que le filtre U5 s'ouvrirait à une pression telle qu'une rupture puisse être évitée.

Prise en compte des accidents graves

Des modifications matérielles, prenant en compte les risques liés à un accident grave, sont effectuées dans le cadre des 3^{èmes} visites décennales.

Vieillesse et pathologies

Concernant les évolutions possibles du contact entre la peau métallique et le béton, François Tarallo précise qu'il y a peu de risque d'écartement au cours du temps entre les deux, du fait

de la manière de couler le béton contre la peau, puis du serrage par la précontrainte et par les phénomènes de contraction du béton (retrait et fluage).

Par ailleurs, il indique que la corrosion du ferrailage du béton peut entraîner par endroits des éclatements du béton, mais sur la partie extérieure de l'enceinte et cela peut être lié à des agressions externes (liées à la salinité par exemple).

A une question sur la possibilité de retendre les câbles de précontrainte pour éviter les effets du vieillissement, François Tarallo indique que cela n'est pas possible et que les calculs à la conception ont pris en compte le retrait et le fluage au bout de 40 ans. Il précise également que pour les réacteurs 900 MWe, le vieillissement par retrait et fluage du béton a eu moins d'effet que prévu du fait de l'absence de séchage du béton par sa face intérieure, due à la présence de la peau métallique.

Concernant la dégradation du béton pour les centrales en bord de mer, comme à Gravelines, il existe un programme de maintenance spécifique, avec la mise en place de traitements réguliers. Par ailleurs, François Tarallo indique qu'à Gravelines, il y a eu un défaut de réalisation sur une zone de 8 m environ sur une enceinte. Ce défaut n'était pas visible et a été détecté récemment. Il a été réparé et l'IRSN considère que la capacité de confinement de l'enceinte n'est pas remise en cause. Des vérifications accrues ont également été intégrées dans le programme de maintenance préventive des autres réacteurs de Gravelines.

3. ENJEUX A SUIVRE DANS LE CADRE DE LA PROLONGATION DE DUREE DE VIE DES REACTEURS

Monique Sené commente la liste des enjeux établie par le GP sûreté de l'ANCCLI sur la durée de fonctionnement des réacteurs. Elle indique que le GP a tenu compte des réflexions soulevées par les participants lors des réunions du GT pour établir cette liste. Elle précise également que le comité scientifique de l'ANCCLI a préparé un guide à l'attention des CLI sur les visites décennales.

Michel Eimer souligne l'importance des composants vieillis et difficiles à changer. Il serait selon lui intéressant de traiter dans ce GT le retour d'expérience sur ces composants et les difficultés rencontrées. Franck Bigot indique que l'IRSN est en attente d'éléments de la part d'EDF sur ce sujet.

Yves Marniac propose de compléter ces enjeux avec les points suivants :

- la tenue sismique et les problèmes de fragilisation (par exemple pour Cruas 1)
- l'incertitude sur l'état réel de certains composants et l'impact sur la prolongation
- le croisement des enjeux listés avec les trois dimensions des VD4-900 (conformité, réévaluation de sûreté, élévation du niveau de sûreté)

Il souhaiterait par ailleurs que soient précisées les exigences relevées pour atteindre un niveau de sûreté équivalent à celui d'EPR. Alain Corréa ajoute que la récupération du corium lui paraît être un enjeu difficile à atteindre tel que conçu pour EPR.

Suzanne Gazal rappelle que des précisions ont été demandées dans le cadre des ECS sur les filtres U5.

Jean-Claude Autret demande qu'au niveau FSOH soit prises en compte les évolutions en matière de management de l'activité et de l'entreprise (prestataires, robustesse des chaînes de décision en cas de pépin, familiarisation de certains pôles de l'entreprise, priorités stratégiques :

environnementales, sociales, humaines, économiques...), enjeux importants d'une manière générale, mais en particulier dans le cadre d'un maintien d'activité.

Dominique Boutin fait remarquer que les conditions de vie du personnel a un impact sur la réalisation des travaux.

Suzanne Gazal suggère d'avoir une approche qui ne soit pas liée uniquement aux composants. Par exemple, elle propose de regarder l'ensemble des équipements réalisés en inconel 600, matériau très sensible à la corrosion.

Jean-Claude Autret souhaiterait que les visites décennales intègrent le retour d'expérience des installations, événements et résultats des nouvelles études. Il rappelle que le retour d'expérience de l'inondation du Blayais en 1999 n'a pas encore été pris en compte sur tous les sites.

P. Dupuy rappelle que les modifications demandées dans le cadre des ECS sont regardées indépendamment des visites décennales. Certaines modifications peuvent être effectuées avant la prochaine visite décennale. Il en est de même pour certaines modifications liées au retour d'expérience d'événements.

Jérôme Bars souligne l'importance de la disponibilité de la source froide et rappelle que la Loire a changé de physionomie depuis la construction de la centrale de Chinon.

Yves Lheureux indique qu'il serait intéressant pour les CLI d'avoir des fiches récapitulant des modifications prévues à chaque étape sur leur site (intégrant les modifications demandées dans le cadre des réexamens de sûreté, des ECS...). Ces éléments pourraient être demandés par les CLI à EDF.

4. DISCUSSIONS SUR LA SUITE DU TRAVAIL DU GROUPE ET L'ORGANISATION D'UN SEMINAIRE SUR LA DUREE DE FONCTIONNEMENT DES REACTEURS

Concernant les suites du groupe de travail, Yves Marignac souhaite que :

- le groupe produise quelque chose ;
- les avis de l'IRSN et de l'ASN sur les orientations des VD4-900 prennent en compte les enjeux exprimés par les CLI.

D'autres participants suggèrent d'échanger sur les facteurs organisationnels et humains dans le cadre de ce groupe de travail.

Concernant l'organisation d'un séminaire sur la durée de fonctionnement des réacteurs :

- Daniel Geniez pense qu'il serait intéressant que les échanges de ce groupe de travail soient présentés ;
- Dominique Boutin considère qu'il faudrait demander à EDF de répondre aux questions des CLI sur ce sujet ;
- Il pourrait être demandé à EDF de présenter la recherche effectuée sur les composants difficilement accessibles.

Pour la prochaine réunion du groupe de travail, il est proposé de présenter les orientations des VD4-900, ainsi que la manière dont seront définies les exigences pour se rapprocher des exigences de sûreté d'EPR.

Il est convenu que la prochaine réunion aura lieu le 28 septembre 2015.

ANNEXE 1

Transparents du 21 janvier 2015

ANNEXE 2

Enjeux identifiés par le GP sûreté de l'ANCCLI sur la prolongation de la durée de fonctionnement des réacteurs

- Les composants non remplaçables
 - Cuve – l'examen de la cuve (mise en évidence de défauts se fait dans la zone cœur). Lecture des radiographies et comparaison avec les précédentes analyses difficiles car les méthodes ont changé. Vieillesse des aciers dans le temps (fluence, transition ductile-fragile, suivi des défauts, nombre de transitoires en pression et température).
 - Enceinte – Problème des peaux métallique (900MWé) – Etat et étanchéité des traversées d'enceinte – Problème d'inétanchéité des doubles enceintes (1300 MWe) – Vieillesse des bétons, notamment pour les CNPE en bord de mer...
- Les composants vieillis et difficiles à changer
 - Contrôle commande : co-habitation des anciennes et nouvelles générations (analogique et numérique).
 - Câbles/Tuyaux/canalisation (certains ne sont pas changeables ou ne sont pas expertisables in situ). Il est fait référence au GT EDEX de l'IRSN relatif aux recherches de l'IRSN concernant l'extension de la durée d'exploitation des centrales nucléaires - Il apparaît nécessaire que l'IRSN ait une meilleure connaissance que celle qui est la sienne aujourd'hui des phénomènes impactant la tenue au vieillissement des composants irremplaçables des centrales. Pour autant, la mise à disposition de l'IRSN par l'exploitant d'échantillons représentatifs ou de matériel aux fins de R&D est indispensable (câbles, tronçons de canalisation par exemple).
- Les composants «réparables»
 - Corrosion des gaines de combustibles (faire le point sur ce sujet : situation ? décisions prises par EDF ? Position de l'ASN ?).
 - Couverts de cuves
 - Générateurs de vapeur
- Les autres aspects importants
 - Soudures des pénétrations de fond de cuve (problème sur Gravelines 1). Ce problème a-t-il été vérifié sur tous les réacteurs ? Ce défaut peut devenir un défaut générique – C'est toute l'instrumentation de mesures et de contrôle du cœur du réacteur qui passe par ces pénétrations.
 - Recombineurs d'hydrogène – Efficacité en situation dégradée ? – Maintenance, positionnement.
 - Piscine de désactivation (tube de transfert inaccessible – Peut se rompre) et non bunkérisation du bâtiment.
 - Disjoncteurs 6,6 kV : problème lié à un changement de fournisseur.
- Aspects personnel, maintenance, fournisseur
 - Maintenance : disponibilité des pièces détachées – nécessité de reconstruction de pièces (perte des méthodes de fabrication).
 - Personnel : renouvellement des compétences – Compagnonnage – Choix des prestataires.
 - Changement de fournisseur : qualité des nouveaux matériels fournis (disjoncteurs 6,6kV, moteurs diesel, robinetterie ...)

ANNEXE 3

Glossaire

Enceintes de réacteurs

APRP : Accident de perte de réfrigérant primaire

BK : Bâtiment combustible

BR : Bâtiment réacteur

CPY : Palier regroupant 28 réacteurs de 900 MWe mis en service entre 1980 et 1987 (4 à Tricastin, 6 à Gravelines, 4 à Dampierre-en-Burly, 4 au Blayais, 4 à Chinon, 4 à Cruas-Meysses et 2 à Saint-Laurent-des-Eaux)

DAC : Dossier d'autorisation de création

ELS : Etats limites de service

ELU : Etats limites ultimes

RAG : Réaction alcali-granulat

RSI : Réaction sulfatique interne

TAM : Tampon accès matériel

U5 : Système d'éventage et de filtration de l'enceinte

Réunions précédentes

AG : Accident grave

AIC : Grappes argent-indium-cadmium

APu : Appoint ultime

ASG : Circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur

BAN : Bâtiment des auxiliaires nucléaires

BDS : Blocs de sécurité

CCL : Centre de crise local

CCu : Contrôle-commande ultime

CMM : Crue millénaire majorée

CPP : Circuit primaire principal

CSP : Circuit secondaire principal

DAPE : Dossier d'aptitude à la poursuite d'exploitation

DDH : Défauts Dus à l'Hydrogène

DDF : Durée de fonctionnement

DIDR : Décohésion Intergranulaire Due au Réchauffage

DOR : Dossier d'orientation du réexamen

DSR : Défauts Sous Revêtement

DUS : Diesel d'ultime secours

DVC : Système de ventilation de la salle de commande

EASu : Système de refroidissement de l'enceinte

ECOT : Examen de conformité des tranches

ECS : Evaluation complémentaire de sûreté

EDE : Système de ventilation de l'espace entre-enceintes

END : Examens non destructifs

EIP : Equipement important pour la protection

EPS : Etude probabiliste de sûreté

ESPN : Equipements Sous Pression Nucléaire

FARN : Force d'action rapide nucléaire

FAV : Fiches d'analyse du vieillissement

FIS : Fragilisation d'Irradiation Supérieure

GE : Groupe électrogène

GPR : Groupe permanent d'experts « réacteurs », placé auprès de l'ASN

GMPP : Groupe motopompe primaire

GV : Générateur de vapeur

H1 : Situation de perte totale de source froide

H3 : Situation de perte totale des alimentations électriques

IPG : Interaction pastille-gaine

IPS : Important pour la sûreté

KCV : Essais de résilience Charpy entaille en V

GE LLS : Turboalternateur alimenté en vapeur par les générateurs de vapeur

PIC : Programme d'investigation complémentaire

PSI : Programme de Surveillance de l'Irradiation

PTR : Système d'injection d'eau dans le circuit primaire

RCCM : Règles de Conception et de Construction des Matériels mécaniques des îlots nucléaires des REP

RDS : Rapport définitif de sûreté

REX : Retour d'expérience

RGE : Règles générales d'exploitation

RT_{NDT} : Température de référence de transition fragile-ductile (Reference Temperature Neal Ductility Transient)

SCS : Systèmes, composants et structures

SEu : Source d'eau ultime

SMHV : Séisme maximal historiquement vraisemblable

SMS : Séisme majoré de sécurité

TTS : Tranche tête de série (première tranche d'un palier à passer sa visite décennale)

VD4-900 : 4^{ème} visite décennale des réacteurs de 900 MWe