

**ANALYSE et COMMENTAIRE
DES RAPPORTS
D'ÉVALUATION COMPLÉMENTAIRE
DE LA SURETE
DES INSTALLATIONS NUCLEAIRES
AU REGARD
DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA**

Monique et Raymond SENE
GSIEN

Novembre 2011

Sommaire

Avant-propos	3
Relevé de conclusions	
Première partie : EDF	4
Deuxième partie : AREVA et CEA	13
Analyse et commentaire des rapports d'évaluation	19
Première partie :	
Analyse des rapports EDF	25
Séisme	25
Inondation	30
Autres phénomènes naturels extrêmes	33
Perte des alimentations électriques pertes des systèmes de refroidissement	35
Accidents graves	38
Conditions de recours aux entreprises prestataires	43
Synthèse et plan d'action	49
Annexe 1 : Organisation de crise	51
Annexe 2 : « Force d'Action Rapide Nucléaire ou FARN	53
Annexe 3 : Organisation de la radioprotection	54
Compléments à l'analyse des rapports EDF extraits des lettres de suivi d'inspection	56
Deuxième partie	
1 : Présentation AREVA	67
Site TRICASTIN	68
Site LA HAGUE	71
Usine MELOX	75
FBFC Romans	78
2 : Présentation CEA	82
ATPu	83
MASURCA	85
OSIRIS	87
PHENIX	90
Réacteur JULES HOROWITZ ou RJH	93

AVANT-PROPOS

Le Premier Ministre a saisi l'ASN pour « la réalisation d'un audit de la sûreté des INB au regard des événements de Fukushima ».

Le calendrier est très serré puisque les avis de l'ASN devront être disponibles début décembre en ce qui concerne le rapport à l'intention du gouvernement français et fin décembre au niveau européen.

Cet audit va s'appuyer sur les rapports demandés aux exploitants, selon les étapes définies par la décision ASN n°2011-DC-0213 du 5 mai 2011.

Le premier Ministre a également recommandé que le HCTISN soit associé à la démarche ainsi que l'ANCCLI et les CLI.

C'est pourquoi l'ANCCLI a demandé au GSIEN d'analyser tous les dossiers et de remettre un rapport pour le 15 novembre 2011, rapport remis à l'ASN.

De leur côté, les CLI ont analysé le dossier relatif à leur site. Toutes leurs observations et questions alimenteront l'analyse de cet audit de sûreté post-Fukushima.

L'ANCCLI mutualisera tout ce travail sur son site internet.

Monique Sené
Présidente du GSIEN
Vice présidente (Collège expert) de l'ANCCLI

RELEVÉ DE CONCLUSIONS : PREMIÈRE PARTIE

EDF

Préambule

Cette démarche « *La gestion des situations accidentelles des réacteurs à eau sous pression en France* » a fait l'objet de nombreux rapports : nous allons rappeler celui du 5 juillet 1988.

Dans ce rapport, préparé à l'intention du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaire, les autorités notent que la sûreté repose sur une démarche déterminisme « *progressivement complétée en France dans deux voies : l'approche probabiliste et l'approche des accidents graves.* »

L'approche en accidents graves a conduit à définir un terme source (rejet typique associé à une classe d'accident). Cette approche a aussi conduit à la mise en place de PUI et PPI.

Pour ces plans, il a été défini après « un examen attentif des possibilités raisonnables d'évacuation et de confinement des populations » (..) « *la possibilité des mesures suivantes : dans un délai de 12 à 24 heures après le début de l'accident, il est possible de procéder au déplacement de la population jusqu'à 5 Km et au confinement des autres personnes jusqu'à 10 Km.* »

Il en découle que ces mesures sont seulement adaptées à un rejet de type S3 (c'est à dire le plus faible : enceinte de confinement intègre).

Et de toute façon, dans ce rapport, S1 est éliminé (rupture de l'enceinte donc le rejet le plus important) car :

« *les accidents correspondant au terme source S1, sont de fait exclus pour des raisons physiques (impossibilité de décrire un enchaînement de phénomènes conduisant à une défaillance précoce du confinement sur des bases réalistes)* »

Reste le cas S2, « *pour cela, toujours dans le but de gérer au mieux les situations accidentelles, une réflexion a été menée sur les dispositions permettant d'améliorer la dernière barrière de confinement d'où les procédures Ultimes* » et on est ramené au cas S3.

Ces procédures (U1 à U5) complètent les procédures dites Hors Dimensionnement (H1 à H5).

Elles sont toujours en service en 2011.

Démarche Etude Complémentaire de Sûreté (ECS)

L'ASN a demandé de « *supposer la perte successive des lignes de défense, en appliquant une démarche déterministe, indépendamment de la probabilité de cette perte.* »,

EDF répond « *cette démarche n'est pas bornée puisqu'elle doit être indépendante des probabilités d'occurrence, c-à-d indépendante du caractère plausible ou non à la fois des aléas retenus et de leurs conséquences sur les lignes de défense.* »

et conclut « *A l'évidence, elle (cette démarche) conduit donc inéluctablement à des rejets importants dans l'environnement, indépendamment de leur caractère plausible ou non.* ». Or, justement les rejets doivent être minimisés.

Les approches, exposées dans le préambule, sont sous-tendues par la démarche de sûreté actuelle définie dans les 1970, puis améliorée, mais reposant toujours sur les mêmes *a priori*:

* EDF déclare à propos des situations à considérer : « *certaines situations n'ont, par nature, pas de parade raisonnable ni possible à mettre en œuvre, ce qui pourrait conduire à la remise en cause de l'acceptabilité des installations complètement à tort, puisque ces situations ne sont pas plausibles.* ». (chapitre 0 Introduction)

*EDF a donc précisé qu'elle mènerait une démarche déterminisme, et procéderait à une « *détermination de parades éventuelles pour les situations en fonction de leur degré de vraisemblance et en tenant compte de leur caractère raisonnablement possible* »

Or c'est là un point dur : l'accident n'est jamais « plausible » ou « vraisemblable ». Il se produit donc on ne peut espérer qu'une installation y résistera que, si au moins, les lignes de défenses ont été bien conçues. Il faut également bannir la notion « accident physiquement impossible », notion qui laisse croire que la maîtrise d'un accident s'appuie sur des concepts de physique. Or cette maîtrise s'appuie sur la prévention, une maintenance rigoureuse et un retour d'expérience strictement appliqué et sans délais autres que ceux nécessaires aux analyses.

Répetons le, nous ne pouvons modéliser l'accident avant sa venue, car l'accident est souvent la superposition de petites séquences dont on n'avait pas pu prédire l'enchaînement et, si on l'avait entrevu, les parades auraient dû déjà exister : à Fukushima il semble que l'on ait quelque peu négligé l'intensité possible du séisme et le tsunami pouvant lui être associé. Mais est-ce qu'en France on utilise bien le retour d'expérience ? et est-ce que parfois on ne recule pas une maintenance ou un changement pour des raisons d'obtention de kW ?

Analyse des rapports EDF

SEISME :

Au 31 juillet 2011, un certain nombre d'équipements, entre une quarantaine et une soixantaine ; sont à vérifier, adapter éventuellement pour être conformes aux exigences de résistance suite à un accident du type Fukushima, c'est à dire « *supposer la perte successive des lignes de défense, en appliquant une démarche déterministe, indépendamment de la probabilité de cette perte* ». Il s'agit ici tout d'abord de la « perte des alimentations électriques et des moyens de refroidissement », entraînée par le séisme, puis le tsunami.

Bien que la France ne soit pas le siège d'une activité « séisme » de même type que celle du Japon, il n'en reste pas moins que cet aléa doit être étudié.

Le niveau de dimensionnement au séisme pour un palier (900, 1300, 1450) est le même quelle que soit l'installation et s'appuie sur la Règle Fondamentale de sûreté 2001-01. Cette règle pour les 900 ne s'est appliquée qu'à partir de la 3^{ème} visite décennale

De plus un certain nombre de défauts pouvant également affecter le bon fonctionnement d'équipements sont en cours soit d'analyses (parades non trouvées) soit en cours de mise en conformité selon des calendriers excédant les 3 à 4 ans.

Ces retours d'écarts, nécessitant des réparations ou des changements, sont connus voire génériques (affectant les tranches d'un même palier ou même tout le parc). Les parades existent, mais les améliorations sont prévues en « temps caché », donc les programmes de mise à niveau sont exécutés en fonction des arrêts pour rechargement ou maintenance.

Dans la liste des équipements à vérifier, il manque notamment la tenue du tube transfert entre le BR et le BK. Ce point est signalé dans la revue de sûreté pour les VD3 900 (DSR n°261). Il est également signalé sur la liste des matériels sensibles (chapitre 2-58), mais non analysé parce que, soi-disant, il fait déjà partie des programmes de visites décennales.

Si les divers équipements IPS (Important Pour la Sûreté) sont dimensionnés séisme, il n'en reste pas moins que les effets domino sont peu étudiés. Des travaux de protection contre les séismes ont été menés pendant des années, mais à Fessenheim et Bugey, il a fallu revoir la tenue de murs en parpaings pouvant finalement « agresser un équipement IPS ».

Il faut également s'occuper de l'appareillage de contrôle sinon, en cas d'accident grave, il sera à peu près impossible de connaître la température, la hauteur d'eau (appelée PV – protection Volumique), le niveau de radiations, etc.

De plus, actuellement sur les installations existantes, on est en train de revoir des normes de construction datant des années 1970 notamment l'utilisation de polystyrène « *pour remplir les joints inter-bâtiments. Les règles para sismiques ont évolué et recommandent de restituer les largeurs de joints inter-bâtiments.* » Ce point concerne les 900 MWé.

Notons un point « amusant » le fameux dispositif « U5 », soit le filtre à sable prôné après TMI, n'est pas dimensionné anti-séisme parce que « toutes les mesures de dimensionnement prises à la conception des installations et listées plus haut rendent très peu probable le fait qu'un séisme entraîne un accident grave nécessitant l'utilisation de ce filtre à sable ».

De même, les bâtiments BDS devant être utilisés en cas de crise, ne sont pas dimensionnés séisme et ne sont pas prévus pour des crises longues jamais envisagées, mais Tchernobyl, puis Fukushima prouve le contraire. C'est également le cas des bâtiments PUI (Plan d'Urgence Interne) qu'il faut concevoir pour pouvoir rester opérationnels pendant plus d'un jour....

Quant aux MMS (moyens mobiles de secours), il convient d'en vérifier la disponibilité et de s'assurer qu'ils sont dans des bâtiments antisismiques et seraient effectivement opérationnels et mobiles sur un site désorganisé.

Quant à leur fameuse FARN sera-t-elle capable d'aider plusieurs sites ? et, a minima pourra-t-elle s'y rendre ?

EDF a pris des engagements pour le court, moyen et long terme. Mais tout repose aussi sur l'état réel des installations. Les inspections ciblées montrent qu'il y a répétition d'écarts qui peuvent conduire à l'incident. Les installations vieillissent et les maintenances deviennent lourdes. Il est d'ailleurs plus facile (toute proportion gardée) de remplacer des pièces lourdes que de suivre des milliers de robinets, de vis, de traversées, de relais, de soupapes... Les Programmes de Base de Maintenance Préventive (PBMP) et les Essais Périodiques (EP) permettent de déceler de nombreux écarts. Mais les lettres de suivi permettent aussi de se rendre compte que, entre une détection d'écart et la mise en oeuvre d'une action, il peut s'écouler du temps et ce même pour un supportage corrodé ou une simple prise défaillante.

INONDATION

L'approche est très conventionnelle, tout juste nuancée par le retour d'expérience de la tempête de 1999 au Blayais.

En ce qui concerne l'inondation, le chapitre est quasi identique quel que soit le site : il est tout juste mis entre parenthèses qu'un site fluvial n'est pas soumis aux mêmes aléas qu'un site de rivière ou de mer !

Voici notre commentaire sur les réponses aux questions de l'ASN concernant la tenue des digues du grand Canal d'Alsace (Fessenheim), du Canal de Donzère (Tricastin) ou du canal de Provence.

FESSENHEIM

Il est impératif de confronter les travaux menés par le CNPE et ceux menés par le Conseil Général : il est indispensable d'analyser les approches et de trouver la meilleure protection de la centrale dont la plateforme se trouve 10 m en dessous du niveau du Grand Canal d'Alsace.

Pour ce faire, il conviendra de choisir la solution qui est la plus pénalisante et non pas la plus « vraisemblable ».

TRICASTIN

Le site est en dessous du niveau du canal de Donzère-Mondragon et même si des murets protecteurs existent, il y a encore à sécuriser. Il est indispensable, donc, de mener les travaux proposés par EDF et de confronter ces propositions à toutes les hypothèses et ce dans des délais assez brefs. En effet, les aléas (pluie, crue) prennent des ampleurs peu rencontrées ces dernières années : l'histoire ne suffit plus pour dimensionner....

D'une façon générale cet aléa « inondation » a beau être évalué avec des crues majorées, l'inondation du Blayais a montré que des phénomènes naturels peuvent changer les estimations « vraisemblables ». Par ailleurs, bien que certains sites puissent être sur une plate-forme non inondée (Golfech, Saint Laurent, ...) d'une part leur accès peut être très difficile (routes inondées,

débris divers charriés par la crue, éboulements de terres,...) et d'autre part le réseau d'électricité alimentant le réacteur peut être défaillant (lignes déchaussées, postes inondés)

Dans les engagements d'EDF, il est surtout question de surveiller la source froide en vérifiant que les installations électriques ne sont pas noyées, que des bâtiments importants n'ont pas les pieds dans l'eau.

Il convient également de vérifier l'état des installations et leur capacité à répondre en cas d'incident : relève des équipes, acheminement de matériels de secours, bâtiments de repli correctement aménagés et accessibles même avec une crue hors « normes ».

La question de l'accessibilité au site pour les moyens de secours et les équipes de relève s'était posé au Blayais pendant la tempête de l'hiver 1999. La route avait été submergée. Or, à ce jour, en 2011, la route d'accès est toujours inondable.

AUTRES PHENOMENES : VENTS, PLUIES...

Le retour d'expérience du Blayais est insuffisamment pris en compte :

Ce sont les mêmes installations, bien sûr non dimensionnées au séisme, que l'on retrouve :

- U5 à consolider (alimentations électriques et tuyauteries), non dimensionné pour les vents ni pour résister aux séismes : **drôle d'Ultime secours !**
- Les locaux d'urgence résisteraient à des vents violents, par contre tous les bâtiments et matériels nécessaires situés hors des locaux PUI ne sont pas dimensionnés IPS.
- Vérifier la tenue des aéroréfrigérants quand il y en a.
- Vérifier la possibilité d'inondation de la plate-forme par ruine des réservoirs non protégés contre le séisme (réservoirs SER et SED) pour les sites de Blayais, Bugey, Chinon, Dampierre, Gravelines, Fessenheim, Saint Laurent, Cattenom, Cruas, Nogent, Paluel, Flamanville 1 et 2, Golfech, Saint Laurent, Penly.
- Prévoir des éclairages de secours aussi bien internes qu'externes.
- Prévoir de l'appareillage de secours et avoir des plans pour pouvoir les utiliser.
- Vérifier la tenue des équipements de communication : antennes, câbles, informatique.....
- Ne pas oublier le risque incendie.

Il est à remarquer que le fait d'avoir U5 (filtre et sable) non conforme est assez bizarre. Ajouter que les équipements des bâtiments ultimes secours doivent être renforcés pour qu'ils résistent aux vents, à l'inondation ou au séisme, est plutôt cocasse. Terminer par des bâches dont les supportages sont toujours à renforcer montre que l'ASN a encore beaucoup de travail pour ses inspecteurs.

Par ailleurs, on a trop tendance à oublier le temps nécessaire pour remettre en état une installation agressée notamment par des vents violents, combinés à une inondation : Blayais 1 est restée stoppée pendant 18 mois.

PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES - PERTES DES SYSTEMES DE REFROIDISSEMENT

Il s'agit de récupérer et ce dans des délais assez courts :

1- le refroidissement :

- en cuve, afin d'empêcher le découvrément des assemblages combustibles ;
- dans les piscines d'entreposage de combustibles

et

2- les alimentations électriques

Et il s'agit également d'éviter le **perçement de la cuve**, suite au dénoyage du coeur dû à une brèche du circuit primaire. Or au niveau des joints des pompes primaires s'ils sont insuffisamment refroidis un danger subsiste.

EDF estime en ce qui concerne les joints des pompes primaires, que :

1- les joints toriques résisteraient à une perte de refroidissement ? Mais EDF mène encore des études pour avoir des joints « à *technologie améliorée* » ;

Avec la nuance que, peut être, une règle de conduite suffirait pour ramener le réacteur en position de repli, ce qui peut ralentir des études déjà évoquées en fin des années 1970.

2- l'évolution de la conduite du réacteur en « refroidissement rapide » rendrait l'injection aux joints inutile dès que la température du primaire a atteint 220°C et la pression 45 bars.

Il reste à bien préciser cette conduite du réacteur et à en évaluer les dangers : tenue des aciers, par exemple et le document de conduite n'est pas encore rédigé.

Par ailleurs l'alimentation en eau, indispensable pour assurer l'intégrité des circuits et des piscines n'est pas suffisamment sécurisée. Cette opération doit absolument être menée dans les délais les plus brefs.

Certains matériels (alimentation de la bache PTR) permettant de réalimenter en eau ne sont pas résistants au séisme. EDF envisage de le faire et cette bache est tout de même INDISPENSABLE !!.

La réalimentation en eau des piscines dépend de pompes non classées pour le séisme. Il faudra y remédier et en plus protéger leur alimentation électrique, sinon on ne pourra pallier le découvrement.

Ce point avait manifestement été sous-estimé.

En effet, les accidents envisagés ne prévoyaient pas la superposition de la perte des alimentations électriques et des moyens de refroidissement.

Surtout il n'était pas envisagé qu'une telle situation puisse perdurer plus de 2 semaines.

Les piscines ne sont pas bunkérisées : ce point est également à analyser sérieusement.

ACCIDENTS GRAVES

C'est une répétition des 3 chapitres précédents avec simplement la description d'enchaînements qui, bien sûr, pourront être contenus moyennant quelques améliorations : autonomie des sources d'électricité, de l'alimentation en eau, des moyens de transmissions, d'un éclairage externe et interne, des appareils de mesures et de la transmission de leurs résultats. Reconnaissons que l'on a quelque peu négligé ce problème, car se promener dans des bâtiments sans éclairage ne doit pas faciliter la tâche. De même n'avoir pas d'instruments ne permet que difficilement des interventions pertinentes.

Il est traité en plus le risque hydrogène dont l'accident de Fukushima a montré l'importance, bien sûr connu mais dont la gravité était minimisée.

PROBLEMATIQUE HYDROGENE

Bâtiment combustible :

Si on se borne à la radiolyse, il est clair qu'avec une bonne ventilation c'est gagné.

Tout de même EDF envisage l'arrêt plus ou moins prolongé de la ventilation et étudiera le problème pour le rendre vraiment négligeable TANT QU'IL Y A DE LA VENTILATION.

EDF étudie aussi « *les dispositions à prendre afin de rendre robuste en toutes situations (et sans découvrement du combustible), l'instrumentation en piscine (température et niveau) pour la gestion de l'appoint.* ». **Ce qui prouve que l'instrumentation est un point faible.**

Et tout en reconnaissant la production d'hydrogène importante en cas de découvrement, EDF l'écarte aussitôt :

« Lors du phénomène physique d'oxydation des gaines, la réaction entre le zirconium des gaines et la vapeur d'eau produirait de l'hydrogène en quantité suffisamment importante pour dépasser le seuil d'inflammabilité.

Compte-tenu des moyens mis en œuvre pour éviter le découvrément des assemblages combustible, le risque de production d'hydrogène par oxydation des gaines de zirconium est écarté. »

Le retour d'expérience de Fukushima, montre qu'il est cependant possible qu'il y ait découvrément des assemblages dans les piscines d'entreposage.

Bâtiment réacteur :

Risque hydrogène :

La question de la production d'hydrogène consécutif à un dénoyage du coeur a longtemps été niée. Des recombineurs, ont enfin été implantés à partir de 2007, mais on cherche encore la bonne place où les mettre dans l'enceinte (l'instrumentation de certains recombineurs en cours).

Les expériences menées par l'IRSN dans le cadre du programme PHEBUS PF ont montré que ce dégagement était maximal au bout de quelques heures, en accord avec la situation de Three Mile Island (1979) où une explosion hydrogène est survenue 10 heures après le déclenchement de l'accident.

En raison de cette occurrence, des filtres à sable ont été installés sur les tranches du parc, afin de permettre un dégonflage de l'enceinte du BR et éviter qu'une explosion hydrogène ne fasse dépasser la pression de ruine de l'enceinte.

Actuellement les procédures prévoient ce dégonflage 24 à 48 heures après le début de l'accident, ce qui n'est pas en rapport avec le retour d'expérience de TMI.

Par ailleurs, il semble bien que la section des canalisations conduisant au filtre à sable ne permettrait pas une baisse de pression suffisamment rapide dans le BR.

En tout état de choses, peut-on vraiment écarter le découvrément des combustibles en séquence accidentelle grave ?

Rupture de l'enceinte par traversée du radier par le corium

La simple prise en compte de cette question répond à la question précédente. La formation d'un corium est consécutive à la fusion du coeur, elle-même provoquée par son dénoyage.

Comment gérer une telle possibilité ?

1-Les 2 réacteurs de Fessenheim ont un radier épais de 1,5 m, soit les moins épais du parc et EDF doit étudier des parades :

« Pour les 2 tranches de la centrale de Fessenheim, l'épaisseur du radier est de 1,50m de béton. Les estimations précédemment réalisées par EDF ont montré qu'avec cette épaisseur, dans ces situations très peu probables, la durée de percement serait dans les cas les plus pénalisants d'environ un jour.

Néanmoins, compte-tenu des incertitudes sur ces estimations, EDF a engagé l'étude détaillée de l'épaississement des radiers des deux réacteurs de Fessenheim, en vue d'une première réalisation avant mi-2013 sur la tranche 1. »

2-Pour les autres réacteurs

- En cas de percée de la cuve, le corium par interaction thermique et chimique attaque le béton du radier et cette décomposition engendre des gaz d'où une montée de pression et l'utilisation de U5 (motivation des procédures qui prévoient le dégonflage de l'enceinte au bout de 24 à 48 heures)

- En cas de percée du radier => un apport d'eau sur le corium peut ralentir le processus

De toute façon les études sont toujours en cours et Fukushima sera un élément de la réflexion.

AUTRES DANGERS : CHIMIQUES

Les installations présentes sur le site, soumises à autorisation et présentant un impact éventuel sur l'intervention du personnel et l'organisation en situation de crise sont le poste d'hydrazine, les diesels de tranche, les diesels de secours et l'entreposage de leur fuel et la chaudière auxiliaire.

Ce chapitre « accidents graves » donne une liste et une analyse des accidents dimensionnant un certain nombre de matériels, mais il manque principalement une analyse des difficultés pour accéder aux équipements de secours, difficultés qui ont été observées au Blayais en 1999. Il est clair que cette partie est plutôt dévolue à la partie « Gestion de crise », mais la conception même des bâtiments et des équipements doit intégrer ce problème. Des équipes devront en principe s'y se déplacer.

En cas de pertes des alimentations électriques internes et externes, il faut prévoir des moyens manuels et donc un déplacement, car le transfert d'une commande manuelle en un lieu sécurisé et sur un site aussi étendu qu'un CNPE semble utopique.

De toute façon il existe déjà des actions qui exigent des déplacements : pose de dalots de sols, mise en route des dégrilleurs, accès aux Moyens Mobiles de Secours et déplacement des dits moyens.....

Et pour terminer cette revue rapide et ciblée : les scénarii d'accidents étudiés se déroulent en général très vite de 4 à 7 jours grand maximum. Si on considère les diverses expériences, ce n'est pas le cas dans la réalité.

Il serait préférable de considérer que le déroulement accidentel sera long et de prévoir le grèvement du site en conséquence.

Il faut aussi bien définir les dégâts extérieurs : confiner des populations au-delà de 3 à 4 jours sera mission impossible. Quant à les évacuer, il faut prévoir les centres et les rendre vivables en un temps bref. Ceci fait aussi partie des scénarii d'accidents, car l'accès au site peut devenir quasi impossible d'où le problème de relève.

Ce sujet est plus ou moins traité en annexe 1 : *Organisation de crise EDF*.

Il repose pour partie sur une organisation inexistante (début de fonctionnement en 2012), la Force d'Action Rapide Nucléaire.

LES PRESTATAIRES

EDF traite principalement « les entreprises prestataires de services » et comment les faire travailler dans de bonnes conditions. C'est effectivement un point très important. En effet, ces personnels assurent 80 % des travaux : maintenance, remplacement de gros équipements (GV, Goujons de couvercle, remplacement des pièces de l'alternateur, rénovation des aéroréfrigérants, épreuve hydraulique et épreuve enceinte, CND, informatique, matériels de contrôle,)

Mais est-ce bien raisonnable ? Comme le souligne l'OPECST page (108 rapport du 30 juin 2011) « *Un besoin d'implication accrue des personnels.*

Lors de leurs visites de différents sites nucléaires, vos rapporteurs ont tenu à ménager le temps nécessaire au dialogue avec les personnels et leurs représentants syndicaux. Ces derniers ont unanimement exprimé leur inquiétude à l'égard de la pratique de la sous-traitance. Au travers de ces entretiens, vos rapporteurs ont aussi compris que la capacité à recruter des personnels compétents constitue l'une des conditions essentielles au maintien de la sûreté des installations nucléaires. (...)

À cet égard, l'appel à la sous-traitance constitue un facteur de risque supplémentaire, dans la mesure où il rend plus difficile l'appréciation de l'ampleur des besoins de recrutement dans

***L'ensemble de la filière.** Qui plus est, des sous-traitants confrontés à des difficultés de recrutement seront tentés d'y palier par la sous-traitance en cascade, voire en déléguant des personnels insuffisamment formés. Aussi, apparaît-il indispensable de mettre en place des formations initiales et continues destinées spécifiquement aux sous-traitants dans les bassins d'emploi. »*

Cependant la politique EDF est ce recours à la sous-traitance. Ce fait implique, donc, qu'ils doivent être encadrés, formés, suivis par la médecine du travail.

Il est présenté beaucoup d'améliorations pour faciliter leurs diverses tâches, tant mieux.

À ce sujet, il conviendra de s'assurer qu'il ne s'agit pas de vœux pieux et que l'on suivra les recommandations de l'OPECST (page 110 du rapport du 30 juin 2011) : *« l'activité du sous-traitant, responsable du suivi qualité de ses prestations, doit faire l'objet d'un contrôle par le donneur d'ordre, ce qui ajoute un acteur, chargé du suivi du prestataire, dans l'organisation. Symétriquement, cette personne affectée au contrôle du prestataire, n'est, en principe, pas habilitée à s'adresser directement aux intervenants du sous-traitant, mais uniquement à leur chef d'équipe, chargé du pilotage du marché. Ce sont donc deux niveaux qui se rajoutent à l'organisation existante. Celle-ci s'avère donc tout à la fois plus lourde et plus sujette à erreurs, l'empilement des intermédiaires étant source d'incompréhensions. »*

Cette cascade ne doit pas aider les prestataires dans la réalisation de leurs tâches.

Cependant il n'est pas question de gestion en cas d'accidents :

- que deviennent les prestataires en phase accidentelle ?
- comment les utilise-t-on ?
- comment les former ?

En effet, il y a toujours des prestataires sur les sites car certains contrats prévoient que l'entreprise assume la responsabilité complète du chantier : mise en place, réalisation, vérification. Et d'autres contrats portent sur des maintenances périodiques.

Ils peuvent être indispensables pour localiser les matériels : qu'en est-il de leur participation ?

GESTION DE CRISE

EDF ensuite revisite la gestion de crise : PUI en interne et PPI en externe. Pour appuyer toutes ces actions pour apprendre à gérer une crise et grâce retour d'expérience de Fukushima, il est annoncé la création d'une Force d'Action Rapide Nucléaire (FARN).

En fait ce sera pour gérer l'après l'accident parce que, dans un premier temps, la gestion accidentelle reposera sur les humains, leurs connaissances et leurs aptitudes à gérer l'impossible.

Mais que feront les personnels sur le site, sachant que les premières mesures prises sont fondamentales pour les suites de l'accident.

Quelles seront leurs marges de manoeuvre s'il n'y a plus de salle de contrôle, s'il est impossible de sortir des bâtiments et si l'eau a tout envahi, et que les réservoirs soit d'eau, soit de fuel sont inaccessibles ou mêmes détruits.

En principe, le personnel de conduite doit être formé et comme en période de crise il sera aux premières lignes, il convient de lui apprendre sur simulateur et avec des exercices à acquérir des gestes réflexes.

Cela dit, il faut tenir compte du fait qu'un incident, même minime entraîne un stress certain et que de surcroît les fiches de conduite ne traitent pas forcément de l'incident qui est en train de se dérouler. Et même si la consigne est de savoir stopper le réacteur et le ramener à l'état froid, cela peut s'avérer très difficile et d'autant plus angoissant que cet avatar s'éternise.

A Fukushima ce fut certainement un des points durs et l'on aura intérêt à bien l'étudier.

EDF conclut sa synthèse sur l'organisation de la crise en ces termes :

« La gestion de crise est l'ensemble des modes d'organisation, des techniques et des moyens qui permettent à une organisation de se préparer et de faire face à la survenance d'une crise puis de

tirer les enseignements de l'évènement pour améliorer les procédures et les structures dans une vision prospective.

Pour faire face à ces types d'agressions et au titre de la législation, l'exploitant a mis en place une réponse organisationnelle pour gérer l'évènement.

L'organisation de crise est suffisamment robuste et « tout terrain » afin qu'en présence d'évènement non prédictible, ne rentrant pas dans un schéma préétabli en terme d'aléa et de critères de déclenchement, le site puisse mettre en œuvre l'organisation PUI en l'adaptant autant que de besoin en fonction de l'agression potentielle ou réelle. »

D'une part, la définition est un peu optimiste, mais la conclusion l'est encore plus : chaque exercice montre des failles (souvent répétitives), mais gérer une situation accidentelle nécessitera beaucoup d'adaptation à des conditions « non prévues ».

RELEVÉ DE CONCLUSIONS - DEUXIEME PARTIE

AREVA et CEA

Analyse des rapports AREVA

Site du TRICASTIN

Le site est très vaste : il comporte non seulement toutes les installations de préparation de l'uranium, d'enrichissement de cet uranium sous forme gazeuse, mais aussi une entreprise traitant des effluents et un CNPE, voisin fournissant l'électricité.

REMARQUE

Pour l'aléa sismique, il n'y a pas de marge sur les bâtiments anciens et pas de moyens pour les rendre fiables.

D'ores et déjà il est prévu de remplacer l'usine d'enrichissement (Georges Besse d'EURODIF) par l'usine Georges Besse II moderne et construite avec les nouveaux critères antisismiques.

De même l'usine de conversion COMURHEX Pierrelatte sera remplacée par l'usine COMURHEX II.

Ces deux constructions sont donc sous le référentiel séisme RFS 2001-02.

AREVA fait reposer la sûreté de ses installations sur la mutualisation des efforts avec EDF. Il faut cependant que chaque installation ait ses propres défenses, car en cas de problèmes généralisés sur le site, les secours risqueraient d'être insuffisants.

De plus prévoir un regroupement de certains moyens sur un site plus ou moins voisin parce que tel ou tel accident n'est pas plausible peut n'être pas pertinent.

Et pour finir AREVA s'engage :

« L'ensemble des analyses effectuées a permis d'identifier des actions qui seront réalisées en vue de limiter les risques liés à l'occurrence d'agressions naturelles, y compris extrêmes, à savoir :

** la poursuite des programmes de remplacement des usines de conversion et d'enrichissement actuelles,*

** la continuation de l'étude de renouvellement du stockage d'acide fluorhydrique lié à l'atelier de défluoruration,*

** l'évaluation du comportement sous séisme de la zone d'émission de l'atelier de défluoruration et de l'atelier de fabrication du fluor,*

** l'étude de la disponibilité des moyens d'alerte et de communication,*

** l'étude de l'amélioration des moyens de mitigation de rejets gazeux accidentels. »*

REMARQUE sur Tricastin : L'analyse d'incendies interne et externe pouvant compliquer sérieusement la lutte contre les conséquences d'un accident est insuffisamment étudiée.

Par ailleurs, en dehors des installations (COMURHEX II et Georges Besse II) qui sont déjà programmés et qui vont remplacer des installations non conformes, les calendriers pour toutes les autres améliorations sont très flous.

Site LA HAGUE

La présentation générale appelle les remarques suivantes

REMARQUE 1 :

AREVA – La Hague est dévolu au retraitement. Il comporte également quelques installations en démantèlement, des installations de conditionnement des déchets, des installations d'entreposage de ces déchets, des silos pour les déchets vitrifiés, des piscines d'entreposage de combustibles irradiés.

AREVA a, comme pour les autres sites, précisé que le retour d'expérience de Fukushima ne s'applique pas de façon immédiate. Cependant si la réaction nucléaire n'est pas utilisée dans les procédés, elle est un danger présent dans tous les entreposages (plutonium notamment)

En effet AREVA rappelle :

« Dans le cycle du combustible, il n'est jamais fait usage de la réaction nucléaire : les règles de sûreté-criticité impliquent l'existence de deux défaillances indépendantes pour envisager l'apparition éventuelle d'une réaction critique (...). Un tel accident de criticité, même si ces effets locaux peuvent être très graves pour les travailleurs concernés, ne peut avoir que des effets très locaux, à l'échelle d'une pièce ou d'une installation.

L'accident de criticité est donc d'abord dans le cadre de cette étude une source potentielle d'effets dominos (agression d'une activité voisine ou d'une fonction de confinement) et un obstacle complémentaire à la gestion d'une situation d'accident grave (accessibilité réduite). »

REMARQUE 2 :

AREVA affirme que l'arrêt de l'alimentation suffit, quasiment dans tous les cas, pour arriver à un état de repli. Cette affirmation est quelque peu optimiste.

Il faut tout de même prévoir des diesels de secours pour alimenter « les installations nécessitant des fonctions actives à long terme. » Il y a de plus des installations qui ont besoin de refroidissement permanent et cette affirmation « L'état de repli sûr des installations repose très souvent sur des dispositions totalement passives, les enjeux d'évacuation d'une puissance thermique résiduelle n'étant présents qu'à l'aval du cycle du combustible. » ne s'applique sûrement pas aux piscines d'entreposage, même si le temps d'intervention est plus favorable que pour une piscine d'entreposage de réacteur.

REMARQUE 3 :

Certainement le phénomène de dénoyage sera moins rapide que pour un réacteur.

Cependant : ce qui est certain ou à tout le moins probable, c'est qu'en cas d'arrêt de la ventilation, il faudrait vérifier que l'accumulation d'hydrogène n'entraînera pas une explosion hydrogène.

Par ailleurs l'arrêt des pompes d'alimentation en eau risque de conduire à un dénoyage des piscines d'entreposage et éventuellement à un dégagement d'hydrogène bien plus rapide et important que celui dû à la radiolyse.

REMARQUE 4 :

Le retour d'expérience de Fukushima doit conduire à une révision des plans PUI et PPI. En effet, le PPI repose sur des études des années 1970 en ce qui concerne les zones d'évacuation et de confinement ainsi que de la zone de distribution d'iode stable. Il faudra inclure des réflexions sur le « post -accidentel ». En général, il a été pris en compte un accident se déroulant sur un temps court (24h) permettant un retour à la normale assez rapide (dépendant d'un terme source « réaliste »). Or Fukushima, malgré des efforts énormes, n'est pas terminé en novembre 2011 soit 8 mois

Il convient de se rappeler que les inventaires radiologique (composés solides et liquides) et chimiques sont impressionnants.

Protection SEISME

-Piscines

Elles ont été soumises à un réexamen de sûreté, il est donc affirmé «

« Les Structures, Systèmes et Composants Clés assurant les fonctions de refroidissement et de confinement présentent un niveau de robustesse homogène ou supérieur au niveau minimal des bâtiments de Génie-Civil installations. »

Mais il s'agit de bâtiments non bunkérisés dont il convient d'étudier plus à fond la tenue. De plus il faut s'assurer qu'une vidange rapide sera toujours contenue.

-Autres installations

Il convient maintenant de mettre en œuvre rapidement les améliorations nécessaires si elles ne sont que planifiées.

Pour les installations construites lors de la deuxième moitié des années 1990, bien que la méthodologie ait évolué, il faudrait tenir compte des derniers développements en matière de séisme.

Et pour conclure

REMARQUE 5

AREVA annonce une échéance vers 2030 pour reconditionner les déchets accumulés sur le site. Cette échéance est lointaine, même si AREVA prévoit « *les moyens de remédiation dans les projets de RCD* »

En effet, il est apparu dès le début des années 1990 que des silos, des cuves sans fond étaient présents sur le site : la DSIN (ASN maintenant) avait conditionné le démarrage de UP3 à un plan de reprises. Cette demande reformulée en 2000 n'est toujours pas satisfaite ...

Quant à l'explosion hydrogène, AREVA signale seulement que « *les 'structures, systèmes et composants clés' contribuant à la réalisation des fonctions de confinement des matières, de leur refroidissement et de dilution d'hydrogène de radiolyse mis en place à la conception pour prévenir les risques associés ont été identifiés.* »

« *Identifiés* » ne va pas suffire à garantir leur tenue.

Par contre, en cas de perte totale des sources électriques et donc des possibilités de dilution de l'hydrogène, on pourrait aboutir à un accident grave.

AREVA réalisera une étude complémentaire sur « *l'amélioration de la méthode d'évaluation des risques d'explosion d'hydrogène de radiolyse.* »

Dommage qu'il n'y ait pas de calendrier.

En définitive, tout est décrit, tout est en référentiel, mais le calendrier est très flou.

De plus, on n'a pas vu apparaître la prise en compte d'un effet « domino » notamment dû à un incendie interne ou externe.

Certes le site ne sera pas la proie d'un tsunami, mais par contre une tempête dévastatrice est tout à fait possible. Et la possibilité d'une explosion hydrogène ne peut pas être écartée.

USINE MELOX

REMARQUE 1

Moyens de crise. Notons qu'il s'agit de « *valider les solutions identifiées et d'en proposer éventuellement d'autres ainsi qu'un planning de mise en œuvre.* ». Cet inventaire de dispositifs supplémentaires (organisation, moyens techniques, ...) n'est pas validé (!) parce que jusqu'à maintenant les diverses installations s'appuyaient sur « *ceux présents en interne sur l'établissement* ».

Est-il raisonnable de les « mutualiser » ?

Le rapport indique que : « *un moyen dont la mise en œuvre est nécessaire sous un délai de 48 heures serait préférentiellement localisé sur l'établissement et qu'à contrario, pour un besoin au delà de ce délai de 48 heures, il pourrait être acheminé à partir d'un autre site.* »

Mais supputer qu'au delà de 48h ils pourront être acheminés nous semble irréaliste.

Les accidents ne se plient pas aux modélisations : ils sont imprévisibles, invraisemblables car sinon on pourrait les éviter.

Et pour conclure

REMARQUE 2

En ce qui concerne « *la perte des sources électriques et des sources froides* », une étude est en cours pour vérifier l'évolution des températures et visant à justifier « *l'allongement des délais d'apparition des phénomènes physiques associés,* »

Il n'est pas question d'incendie externe ou interne. Il est supposé que si un accident se produit sur le site de Marcoule et si tous les moyens extérieurs étaient déjà mobilisés, MELOX pourrait quand même mettre son établissement en position de repli.

Cette analyse doit être confortée par des études ciblées. En effet il est clair « *l'évaluation complémentaire qui a été menée sur le site de MELOX conclut globalement à une bonne robustesse de l'installation face aux agressions envisagées.* » Les actions de progrès envisagées doivent être menées dans un futur proche, car elles sont importantes :

« Certaines améliorations visant à renforcer la capacité de gestion dans la durée d'une situation accidentelle aggravée ont toutefois été identifiées. Celles-ci consistent essentiellement en une dotation complémentaire de moyens légers d'intervention, de moyens de communication et une mobilisation des personnels en renfort alterné. »

FBFC ROMANS

Cette usine produit des assemblages combustible.

REMARQUE

Il aura fallu Fukushima pour que FBFC Romans lance enfin son étude de gestion de crise.

Cette installation doit se doter de moyens d'intervention, de matériels de protection et de matériels de surveillance; Il est encore prévu une mutualisation de moyens entre les sites AREVA.

Mais le centre de crise ou la salle de repli devraient être rapidement réalisés.

De toute façon tout cet inventaire de besoins n'est qu'une première liste et elle sera examinée dans une phase ultérieure.

Domage qu'il manque un véritable calendrier notamment pour les moyens de gestion de crise au plan humain, matériels et organisationnel.

Et pour conclure cet examen

Après analyse de 2 accidents (fuite UF6 chaud et perte de l'HF concentré), il a été constaté le manque de mise à niveau de la tenue des installations. Cette mise à niveau n'est pas encore terminée pour le séisme. De même l'organisation de crise doit être améliorée. Il est aussi évident qu'on ne prend pas assez en compte un état dégradé par un incendie avec en prime une tempête.

Il est d'ailleurs statué : *« Il peut donc en résulter des difficultés dans la mise en place des moyens normalement prévus dans le PUI, en cas de cumul d'une situation post-séisme et de situations accidentelles supplémentaires.*

De façon plus fine, l'analyse a permis d'identifier un certain nombre d'actions qui seront réalisées afin d'améliorer encore le niveau de sûreté de l'installation notamment dans des situations extrêmes »

Et surtout, il est toujours signalé à propos de la gestion des crises en situation « post séisme » :

« (...) Ce dernier point de l'analyse a montré une bonne adaptation de la gestion de crise prévue au niveau du PUI vis-à-vis des situations redoutées hors dimensionnement étudiées du fait que ces situations sont du même type que certains accidents envisagés dans le PUI. En revanche, les moyens humains, matériels et plus largement l'organisation, prévus pour la gestion des situations de crise, risquent d'être affectés par un séisme. »

Dont acte. Mais il manque encore la décision.

Analyse des rapports CEA

ATPu

Cette installation n'est pas conçue pour résister à un séisme et de plus sa conception date de 1959. Elle a été « conçue pour la production des éléments combustibles à base de plutonium. Le CEA a confié, depuis 1991, l'exploitation technique du CFCa à AREVA NC (à l'époque, COGEMA - Compagnie Générale des Matières Nucléaires).

Les derniers crayons de combustibles ont été fabriqués en 2003. »

L'installation est dans « la phase de Cessation Définitive d'Exploitation (CDE) et ce depuis 2003. Et actuellement : *« À fin juin 2011, 156 équipements ont été démantelés et 169 restent encore à démanteler, et ceci d'ici mi- 2013. »*

Il convient de finaliser au plus vite les opération d'évacuation des matières radioactives et ce selon

les engagements CEA, encore en évaluation : « *La disposition essentielle confirmée par cette évaluation complémentaire de sûreté consiste, à défaut de pouvoir consolider les bâtiments de l'installation en démantèlement, à finaliser, dans les meilleurs délais, les opérations d'évacuation de matières radioactives présentes et le démantèlement de l'ATPu.* »

MASURCA

Cette installation est actuellement à l'arrêt, mais le CEA voudrait la redémarrer en 2017. En conséquence il présente "l'avenir" de MASURCA.

De toute façon MASURCA ne répond pas aux critères de la RFS 2001-01 et c'est pourquoi le CEA s'engage dès maintenant sur une série de modifications permettant « *d'apporter en termes de résistance des composants, de renforcement de l'indépendance entre les différents niveaux de défense de l'installation ou de gestion de l'accident.* »

La décision avait déjà été prise de construire un nouveau bâtiment répondant aux normes RFS 2001-01 et ce pour entreposer les éléments fissiles et le sodium provenant de MASURCA. Ce nouveau bâtiment devrait être disponible en 2017.

Et le CEA s'engage sur un programme sur lequel il serait opportun d'avoir des dates plus précises, d'autant plus que Masurca devrait redémarrer en 2017. De toute façon cette installation « rénovée » devra répondre aux normes « post Fukushima ».

OSIRIS

Osiris « *un réacteur de recherche de type piscine à cœur ouvert, où l'eau légère joue le rôle de modérateur, de caloporteur et de protection biologique. Il utilise un combustible à plaques de type siliciure (plaques d' U_3Si_2Al gainées d'aluminium, l'uranium est enrichi à moins de 20 % en ^{235}U). Sa puissance nominale est de 70 MW thermiques.* »

Ce réacteur a divergé en 1966. Il atteint ses 45 ans.

Il est jumeau d'une maquette « Isis » de 0,7 MW thermiques

Son arrêt était programmé pour 2011/2012.

Cependant comme la construction du réacteur Jules Horowitz ne sera pas terminée avant 2017, Osiris a subi des rénovations pour être prolongé suite à sa visite type décennale de 2009.

Il faudra donc le surveiller, pour l'amener à un niveau de sûreté maximal.

PHENIX

Phénix est arrêté, en Mise à l'Arrêt (MAD).

Son dossier de Mise à l'Arrêt Définitif et de Démantèlement (MAD-Dem) est en cours d'instruction et les opérations devraient commencer fin 2013, si le décret de MAD-Dem est signé.

Deux étapes importantes pour la réduction des risques radiologiques et toxiques sont programmées:

« - 2017 : fin du déchargement des éléments du cœur (évacuation de plus de 99% de la radioactivité contenue dans l'installation)

- 2023 : fin du traitement du sodium coulable (traitement de plus de 99% du sodium présent dans l'installation). »

Le démantèlement a commencé dès 2009, pour réduire les risques : évacuation des substances dangereuses excédentaires, aménagement de locaux

Moyens de gestion des accidents graves :

Bien évidemment la crise serait gérée par les moyens humains et de communication mis en œuvre au titre du PUI du centre de Marcoule.

« *Du point de vue technique, la gestion des différentes situations à risque d'effet falaise ne demande pas la réalisation de manœuvre significative de l'installation. Les principaux moyens à mettre en œuvre sont*

relatifs à :

- moyens de lutte contre les inondations,
- moyens de lutte contre les feux de sodium, »
- **moyen de lutte l'incendie tout simplement qui pourrait déclencher une catastrophe.**

Mais il faut tout de même que Phénix soit autonome au plan conduite et mise en repli de l'installation.

REACTEUR JULES HOROWITZ ou RJH

Le Commissariat à l'énergie atomique a été autorisé à créer cette installation par décret n° 2009-1219 du 12-10- 2009.

Le RJH est en construction et l'exercice ECS a permis « d'identifier que le dimensionnement tel que prévu comporte un ensemble de marges intrinsèques permettant d'ores et déjà de supporter des situations plus critiques que celles induites par les événements inclus dans le dimensionnement. »

Le bilan de l'exercice ECS sera positif puisqu'il aura permis de mettre en évidence le besoin de points d'amélioration.

Le CEA en donne la liste. Elle devrait être prise en compte pour le démarrage du réacteur prévu en 2016.

Ce réacteur est destiné à remplacer OSIRIS pour la production des radioéléments à usage médical, machine qui date de 1966 et qui aurait dû être stoppé en 2012.

CONCLUSION GÉNÉRALE

L'analyse de tous les dossiers et la lecture des lettres de suivi nous amènent à une constatation mitigée.

Certes les réacteurs subissent des maintenances, des mises à niveau, mais les inspections révèlent les faiblesses de ces actions : supportages corrodés, fiches explicatives mal rédigées, interventions sur des capteurs non réalisées, tenue de murets protecteurs non qualifiée, radioprotection mal gérée...

Comme par ailleurs des équipements (réservoirs d'eau de secours, instrumentations, matériels de transmissions,...) ne sont pas suffisamment robustes pour résister à des situations exceptionnelles (vents, crues...) les divers exploitants se sont effectivement engagés à remédier à ces insuffisances.

Ajoutons un point qui nous semble cocasse : certains équipements de secours s'avèrent être moins robustes que ceux qu'ils sont sensés secourir, par exemple le matériel de la procédure U5 !!!

ANALYSE et COMMENTAIRE DES RAPPORTS D'ÉVALUATION COMPLÉMENTAIRE DE LA SÛRETÉ DES INSTALLATIONS NUCLEAIRES AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA

Monique et Raymond SENE
GSIEN
Novembre 2011

Cette première analyse ne sera pas technique. En effet, l'IRSN et l'ASN livreront de telles conclusions fin novembre (IRSN) et en décembre (ASN). C'est cet ensemble (rapports EDF, IRSN et ASN) qui permettra aux CLI de mieux intervenir et de poser des questions.

L'accès aux rapports EDF pour pouvoir les étudier s'est révélé assez difficile.

En effet, les rapports ont été mis sur le site de l'ASN dès leur envoi par EDF le 15 septembre. Cependant ils n'étaient pas téléchargeables. Or les rapports d'EDF font de l'ordre de 400 pages....

Il a donc fallu attendre mi-octobre pour disposer de supports-papier ou Cdrom, ce qui ne facilite pas les analyses. C'est pourquoi nous allons procéder à un survol des dossiers, en remarquant que la lecture révèle qu'ils sont à 70% identiques et pour le reste adaptés aux sites. Ceci compense cela, mais oblige tout de même à même en évidence les approches locales adaptées à la source froide : tours aéroréfrigérantes ou non, site bord de mer, grands fleuves ou rivières.

Tout d'abord nous citerons un dossier établi en 1988 sur ce même sujet des accidents graves.

Il est un peu navrant de constater que les démarches n'ont guère changé, malgré tous les Retours d'Expérience dont le nucléaire civil bénéficie.

En ce qui concerne les rapports AREVA et CEA, ces rapports sont adaptés aux installations considérées.

Le rapport va s'appuyer sur un historique de la sûreté qui a sous-tendu la mise en place des divers réacteurs en balayant les divers chapitres des 19 rapports.

Puis nous examinerons les rapports AREVA et CEA.

I-Petit rappel historique

En juillet 1988 le Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information nucléaire (CSSIN) était destinataire d'un document DSIN (ASN en 2011) intitulé « *la gestion des situations accidentelles des réacteurs à eau sous pression en France* ».

Ce document commençait par un rappel à propos de « *la démarche générale suivie en matière de sûreté et comment elle a été progressivement approfondie et complétée au fur et à mesure de l'avancement du programme électronucléaire français et de l'acquisition des connaissances.* »

Ensuite il était précisé que « *la sûreté nucléaire repose sur:*

- *l'interposition en série entre les produits radioactifs et l'environnement de barrières étanches, surveillées en permanence ;*

- *des systèmes de sûreté permettant de ramener les paramètres de fonctionnement dans des domaines prescrits en cas de dépassement de limites ; ces systèmes de sûreté doivent eux-mêmes répondre à des exigences strictes de fiabilité et de redondance.* »

Dernier point guidant la stratégie : il est également reconnu que « *pour chacun des paliers de tranches, conformément à la pratique américaine, la justification des dispositions de conception retenues pour éviter tout risque inacceptable a été et reste aujourd'hui apporté par des études déterministes des conséquences radiologiques d'un nombre limité de situations conventionnelles. Ces études sont faites avec des marges de sécurité (choix d'hypothèses et calculs pessimistes) et les situations étudiées sont classées par catégories de fréquence ; les conséquences jugées admissibles sont d'autant plus élevées que la fréquence estimée correspondante est plus faible.*».

Cependant « *cette démarche dite déterministe a été progressivement complétée en France dans deux voies : l'approche probabiliste et l'approche des accident grave...*»

Dès 1977 et ce pour le palier 1300 MWé, « *les organismes de sûreté ont fixé un objectif probabiliste global. Il fallait d'une part que la probabilité de conduire à des conséquences inacceptables soit inférieure à*

10⁻⁷ par an, cette valeur ne pouvant être dépassée que s'il était possible de démontrer que les calculs de probabilités étaient suffisamment pessimistes. »

Mais, en 1988, il était précisé :

« la probabilité de 10⁻⁷ par an est une valeur "objectif" ; cette valeur sert de référence, mais la justification des dispositions de conception retenues pour éviter tout risque inacceptable reste fondée sur des études déterministes. »

et tout de même que le développement de l'approche probabiliste « a permis de montrer la nécessité de mesures complémentaires pour obtenir un niveau de sûreté satisfaisant » .

En particulier les organismes de sûreté ont demandé à EDF « d'examiner tout particulièrement les probabilités et conséquences de :

- a) la défaillance de l'un des systèmes permettant l'évacuation de la chaleur produite dans le réacteur vers « la source froide » ou « la défaillance de cette source froide ;
- b) la défaillance simultanée de l'ensemble des alimentations électriques. »

La suite de ces études a conduit « à définir des procédures spécifiques dites procédures H (H pour Hors-dimensionnement).¹

H1 : défaillance totale de la source froide externe à l'installation ;

H2 : défaillance totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur (alimentation normale et de secours) ;

H3 : défaillance totale des sources électriques (externes et internes) ;

H4 (complétée par la procédure U3, mettant en œuvre des moyens mobiles) : secours réciproque des systèmes d'aspersion dans l'enceinte et d'injection de secours à basse pression, pendant la phase de refroidissement à long terme ;

H5 protection des sites en bord de rivière contre une crue dépassant la crue de référence (millénale). »

Et l'accident de Three Mile Island (TMI2) a conduit au développement de procédures supplémentaires, procédure U1 reposant sur une **approche des états** de refroidissement du réacteur. En effet "**l'approche événementielle**" suppose une compréhension des événements ayant conduit le réacteur à l'accident, par contre "**l'approche par état**" est plus globale et cherche à ramener le réacteur en situation sûre à partir des paramètres thermodynamiques transmis en salle de contrôle.

L'approche par "**accident grave**" a conduit à la définition de termes sources et de procédures **Ultimes** complétant les procédures **Hors dimensionnement**.

« Dans l'approche accident développée en France, on a défini, en vue de la protection des populations, dans le cadre de la préparation des plans d'urgence (PUI et PPI) des grandes classes d'accidents et on utilise l'expression « terme source » dans un sens bien précis : un terme source est un rejet typique, caractéristique d'une classe d'accidents ; il est considéré pour définir les actions correctrices à prévoir à l'égard de cette classe d'accident. »

Et, dès 1977 il a été défini 3 termes sources de référence, « correspondant à 3 catégories d'accidents comportant toutes la fusion complète du cœur. Ce sont par ordre de gravité décroissante » :

Termes Source

S1 pour une rupture précoce de l'enceinte de confinement suite à une explosion vapeur ou d'hydrogène.

Il est à noter que progressivement il a été admis que « les accidents correspondants au terme source S1, sont de fait exclus pour des raisons physiques (impossibilité de décrire un enchaînement de phénomènes conduisant à une défaillance précoce du confinement sur des bases réalistes) »²

S2 pour des accidents conduisant à « des rejets hors de l'enceinte de confinement à la suite d'une perte d'étanchéité différée, après un délai de un à plusieurs jours : typiquement il s'agit d'une montée lente de la pression suite à des dégagements gazeux ». ³

¹ Ces procédures sont toujours utilisées pour qualifier les défaillances

² Sans commentaire, car Fukushima n'a fait que conforter ce qui s'est passé lors de l'accident de Three Mile Island où une **explosion** hydrogène s'est produite dans l'enceinte 10h après le démarrage du dénoyage du cœur. L'enceinte a effectivement tenue, mais d'une part le réacteur n'était en fonctionnement que depuis 3 mois et d'autre part l'enceinte avait été dotée d'un ferrailage renforcée à cause d'un aéroport voisin.

³ Ce mythe de la montée lente existe toujours : l'ouverture du filtre à sable procédure U5 est programmée 24 à 48 h après le début d'un accident

S3 « pour des accidents conduisant à des rejets indirects, du fait de l'existence de voies de transfert avec rétention entre l'enceinte de confinement et l'atmosphère extérieure ; c'est le cas typiquement d'accidents comportant la traversée du radier par les matériaux fondus et relâchage des gaz et aérosols après filtration par le sol ».

En fraction de l'activité du cœur rejetée, ces niveaux de rejets correspondant ont été évalués « sur la base des connaissances disponibles en 1977 ».

Ils sont respectivement (S1 puis S2 et S3 au bout d'un jour avec filtration) pour :

S1 (gaz rares 80%, iode organique 1% et non organique 60%, césium 40% strontium 5%)

S2 (gaz rares 75%, iode organique 1% et non organique 3%, césium 6%, strontium 0,5%)

S3 (gaz rares 75%, iode organique 0,6% et non organique 0,3%, césium 0,4%, strontium 0,05 %)

« Par ailleurs, il a été procédé à un examen attentif des possibilités raisonnables d'évacuation et de confinement des populations, compte tenu des caractéristiques des sites français de centrales nucléaires. Cet examen a conduit à retenir la possibilité des mesures suivantes : dans un délai de 12 à 24 heures après le début de l'accident, il est possible de procéder au déplacement de la population jusqu'à 5 Km et au confinement des autres personnes jusqu'à 10 Km. »

Sachant tout de même que « la comparaison de l'ampleur de ces mesures avec le niveau supposé des rejets radioactifs montrent qu'elles sont compatibles dès lors que ceux-ci ne dépassent pas les caractéristiques du terme source S3 »

Si l'on considère que ces normes d'évacuation reposent sur des règles de radioprotection des années 70, on peut être surpris de constater que les PPI reposent toujours sur ces cercles de 5 et 10 Km : nos prédécesseurs étaient prudents sachant le niveau de connaissances de 1977, par contre en 2011 ces notions sont à revoir d'urgence.

S1 étant déclaré impossible, il fallait s'occuper de S2 et ce fut l'occasion de l'introduction des fameuses procédures Ultimes :

U1 : approche par état ;

U2 : repérer et pallier les défauts de confinement se produisant à l'interface du BR avec les bâtiments périphériques (BAN, BK), se manifestant par des fuites de produits radioactifs hors de circuit véhiculant de l'eau provenant du circuit primaire ou de l'air de l'enceinte. ;

U3 : mise en œuvre des moyens mobiles de secours ;

U4 : suppression dans les radiers du BR des chemins d'évacuations des produits radioactifs (« EDF étudie des dispositifs pour obturer ces chemins, qui pourront être réalisés d'ici 1989 ») ;

U5 : éviter la rupture de l'enceinte par la montée en pression interne, « utilisation d'un filtre à sable pour écrêter la pression interne dans l'enceinte à la valeur de dimensionnement, pour réduire le relâchement des produits radioactifs (pour filtrer les rejets gaz et aérosols), canaliser les gaz filtrés vers la cheminée (mesure avant dispersion dans l'environnement) ».

Ce rapport précisait également ; « L'ensemble des dispositions évoquées permet donc de gérer, sur le plan technique, les situations accidentelles graves, pour ce qui concerne les conséquences de ces situations à court terme. »

D'autres réflexions prenant en compte un rejet type S3 sont poursuivies concernant la gestion à plus long terme (contamination des eaux, celles servant à l'alimentation). La conclusion : « le délai disponible pour la mise en œuvre de parades est de l'ordre de quelques jours et les doses calculées restent en dessous du seuil de non intervention défini par la CIPR 40 »

Ces réflexions de 1988 ont été longtemps une base, mais depuis 2004 (naissance d'une nouvelle approche post accidentelle en étude par l'ASN) on essaie d'améliorer les concepts.

Fukushima va y aider.

II COMPARAISON entre les approches 1988 et 2011

Ces extraits d'un rapport de 1988 sont comparés à la méthode appliquée aux rapports fournis par EDF suite à Fukushima (2011).

Une remarque préliminaire : la sûreté repose toujours sur une **démarche déterminisme** mais en choisissant des accidents réalistes ou vraisemblables ce qui est alors une **démarche probabiliste**. Il a été déterminé des termes sources qui sont associés à des situations hors dimensionnement qu'on encadre par des procédures.

Cette approche qui date des années 70, a été améliorée dans les années 80, MAIS JAMAIS CHANGÉE et l'on retrouve cette vision dans les chapitres « 0 introduction ».

Dans ce chapitre EDF déclare à propos des situations accidentelles à considérer : *«certaines situations n'ont, par nature, pas de parade raisonnable ni possible à mettre en œuvre, ce qui pourrait conduire à la remise en cause de l'acceptabilité des installations complètement à tort, puisque ces situations ne sont pas plausibles.»*

Évidemment, il est tout de même accepté l'accident ayant pour conséquence des rejets importants. Mais ce sujet est juste évoqué pour les Plans d'Urgence Interne et pour les Plans Particuliers d'Intervention existants s'appuyant pour le long terme (?) et sur la Force d'Action Rapide Nucléaire (FARN) en gestation (démarrage possible début 2012).

EDF a donc précisé que certes elle mènerait une démarche déterminisme, mais se propose de *« répondre ainsi au cahier des charges ASN :*

- *hypothèse de la perte successive des lignes de défenses, de façon déterministe et indépendante de toute probabilité d'occurrence, pour déterminer à partir de quand intervient une situation engendrant des rejets importants dans l'environnement :*

- *examen de la vraisemblance de ces situations, en utilisant notamment des considérations probabilistes ;*

- *détermination de parades éventuelles pour les situations en fonction de leur degré de vraisemblance et en tenant compte de leur caractère raisonnablement possible. L'objectif, pour les situations les moins vraisemblables retenues, est de prévenir les rejets importants dans l'environnement»*

Or rappelons : l'accident n'est jamais « plausible » ou « vraisemblable », il se produit. Donc on peut seulement espérer qu'une installation y résistera si, a minima, les lignes de défenses ont été bien conçues.

En effet, comme l'ASN a demandé de *« supposer la perte successive des lignes de défense, en appliquant une démarche déterministe, indépendamment de la probabilité de cette perte. », EDF répond « cette démarche n'est pas bornée puisqu'elle doit être indépendante des probabilités d'occurrence, c-à-d indépendante du caractère plausible ou non à la fois des aléas retenus et de leurs conséquences sur les lignes de défense. »*

et conclut *« A l'évidence, elle (cette démarche) conduit donc inéluctablement à des rejets importants dans l'environnement, indépendamment de leur caractère plausible ou non.*

Qui plus est, dans des scénarii où toutes les lignes de défense doivent forfaitairement être supposées perdues (...)

De façon générale, la situation redoutée à prévenir pour le cœur correspond à la fusion du cœur (entrée en accident grave), celle-ci étant consécutive au découvrément du combustible dans la cuve suite à la perte du refroidissement du cœur. Si, malgré toutes les nombreuses mesures prises, il y avait quand même entrée en accident grave, la situation redoutée à prévenir serait un rejet important de radioactivité dans l'environnement.

La situation redoutée à prévenir pour les piscines de stockage du combustible usé est le découvrément des assemblages combustible entreposés dans la piscine suite à la perte totale du refroidissement de la piscine. Un tel découvrément ne garantirait en effet plus les deux fonctions assurées par l'eau de la piscine, à savoir la protection radiologique contre les rayonnements des assemblages usés et leur refroidissement.» (page n°0-7 & 8)

Cette notion de "situation redoutée" est ambiguë car, dans ces rapports, ces situations sont de toute façon considérées comme non plausibles.

La notion selon laquelle des séquences seraient « physiquement impossibles » n'est pas acceptable. Répétons le, nous ne pouvons modéliser l'accident avant sa venue car l'accident est souvent la superposition de petites séquences dont on n'avait pas pu prédire l'enchaînement et si, on l'avait entrevu, les parades auraient dû déjà exister : à Fukushima il semble que l'on ait quelque peu négligé l'intensité possible du séisme et le tsunami pouvant lui être associé. Mais est-ce qu'en France on utilise bien le retour d'expérience ? et est-ce que parfois on ne recule pas une maintenance ou un changement pour des raisons d'obtention de kW ?

Il faut donc traiter l'accident en grandes causes : pertes de toutes les alimentations électriques (internes et externes) et de tout refroidissement (sources froides, aspersion et bâches de secours) pour chercher des parades. Par exemple si on suppose rajouter des diesels il faudrait au moins qu'ils soient de constructeurs différents..... et avec des coussinets corrects....

III STRUCTURE DES RAPPORTS EDF

Pour ces évaluations complémentaires « *s'impose le principe d'examiner la robustesse des installations au-delà du dimensionnement actuel des moyens de protection contre ces types d'aléa ainsi que des moyens de gestion des situations accidentelles potentielles dans ces situations* ». (page n°0-7)

Le premier élément : « *vérifier la validité des bases de dimensionnement des installations* », c'est-à-dire, le référentiel de sûreté est-il suffisant pour que l'installation résiste aux phénomènes naturels extrêmes type séisme, inondation ? et l'installation est-elle conforme à ce référentiel ? Sinon quelles révisions du référentiel et quelles mesures correctives sont envisagées ?

Le deuxième élément : les parades envisagées sont-elles suffisantes en cas de perte d'eau ou d'électricité ? et comment éventuellement apporter des mesures correctives ?

Le troisième point : les parades pour limiter les conséquences d'un accident : recombineurs, filtres... et mesures pour gérer la crise. Quelles améliorations ?

Cahier des charges des ECS

1-Situations considérées

Événements initiateurs

Séisme

Inondation

Autres phénomènes naturels extrêmes liés à l'inondation

Pertes consécutives de fonctions de sûreté

Perte « progressive » des alimentations électriques, dont celles internes (générateurs diesels..)

Perte « progressive » de la source froide ou du refroidissement

Cumul des deux

***Gestion de situations accidentelles graves sur les installations**

-Pour les réacteurs, en particulier celles consécutives à la perte de la fonction de refroidissement

-Pour les autres installations, en particulier, perte du confinement et des moyens de maîtrise du risque de criticité dans un environnement éventuellement dégradé suite à une agression externe

***Prestataires**

2-Et pour chaque situation considérée

***L'état des lieux pour le dimensionnement de l'installation:** niveau des aléas considérés, dispositions de prévention et de protection retenues ... et conformité de l'installation à ces exigences ;

***Évaluation de la robustesse de l'installation** aux agressions à des niveaux au-delà de ceux qui sont retenus dans les référentiels ;

-Évaluation des marges, apports de la redondance, de la séparation géographique et de la diversité... ;

-Évaluer le niveau d'aléa à partir duquel les fonctions fondamentales de sûreté sont perdues ;

-Pour le séisme, évaluation du niveau auquel l'installation peut résister sans perdre le confinement ;

***Identification des moyens permettant** d'assurer les fonctions de sûreté, y compris les fonctions supports requises compte tenu des matériels endommagés et/ou perdus ;

***Description des mesures prévues pour prévenir et gérer un accident grave :** démarche retenue pour évaluer la robustesse des moyens prévus pour les configurations extrêmes considérées ;

***Évaluation des délais avant la survenue des situations redoutées :** fusion du cœur, début des rejets atmosphériques ou dans les sols ;

***Évaluation des délais avant la survenue des effets falaise vis-à-vis de la gestion de ces situations :**

REP :=> explosion d'Hydrogène, suppression dans l'enceinte, risque de recriticité ;

Autres installations => criticité, explosion, incendie...

3-Démarche retenue pour la gestion opérationnelle de la crise => Tenir compte des points suivants pour la démarche retenue :

-Disponibilité du personnel

-Possibilité d'utiliser des moyens existants ou mobiles

-Accessibilité, habitabilité des salles de commande

-Accessibilité en local (débits de dose...)

-Destruction des infra structures autour des installations

-Indisponibilité des alimentations électriques

-Impact des autres installations du site

-Système de communication et d'information...

4- Les propositions d'améliorations qui doivent concerner tous les volets de l'évaluation

- Éviter la perte d'une fonction fondamentale de sûreté
- Éviter la survenue d'une situation redoutée
- Gérer un accident grave dans des situations extrêmes

5- Rapports EDF

Les rapports ont exactement la même présentation et partant d'analyses générales sur les sujets, les déclinent pour les divers sites.

Ces rapports répondent aux questions de l'ASN en 8 chapitres et 3 annexes

6- Rapports AREVA

Les rapports présentent une analyse de Fukushima, avec les imprécisions dues au fait que l'accident n'est pas encore terminé.

Ensuite les rapports déclinent chacun des sites retenus pour cette première analyse

7- Rapport CEA

PREMIERE PARTIE

ANALYSE DES RAPPORTS EDF

EDF Chapitre 2 : SEISME

Le niveau de dimensionnement au séisme pour un palier (900, 1300, 1450) est le même quelle que soit l'installation et s'appuie sur la Règle Fondamentale de sûreté 2001-01. Cette règle pour les 900 n'est applicable qu'à partir de la 3^{ème} visite décennale, mais la règle précédente de 1981 (RFS1.2.c) obéit aux mêmes principes de bases.

« On identifie les différences suivantes :

La prise en compte de la notion de familles de failles en tant que zone sismotectonique,

- L'utilisation des corrélations (liant la magnitude à l'intensité et à la distance focale) disponibles les mieux adaptées au contexte français et établies à partir d'un ensemble de données macrosismiques homogènes,

- Une nouvelle formule mathématique de la loi d'atténuation avec les modifications suivantes :

- L'introduction de deux types de coefficients de sol (dur et moyen) sous l'installation,

- La disparition de la notion de séisme proche, suite à la validité des coefficients de la loi pour toute distance entre 7 et 100 Km ; une méthode de calcul de spectre est proposée pour les distances focales inférieures à 7 Km.

- La prise en compte des effets de site dans le cas des sols mous (Vitesse des ondes de cisaillement < 300 m/s),

- L'introduction de la notion de « période de retour » associée aux éventuels paléo séismes avec la proposition d'une méthode d'étude des indices néotectoniques. »

Cette règle datant de 2001, a entraîné des demandes de modifications non totalement prises en compte pour les 900. Cependant les notions ont évolué et un nouveau guide est en élaboration. À Fessenheim des études ont été menées pour le compte du canton de Bâle avec une méthode probabiliste (Méthode utilisée par le groupe suisse Résonance). EDF utilise une autre méthode et obtient des avis différents. Il conviendrait de mettre les 2 méthodes en parallèle et de vérifier que, même partant d'hypothèses différentes, les résultats sont suffisamment robustes et que l'on assure une protection antisismique efficace.

1- Points à réexaminer au regard du référentiel de sûreté en vigueur et remise en conformité

Sur tous les sites il y a des réexamens de conformité suite à des déclarations d'Evénements Significatifs pour la Sûreté (ESS) sur plusieurs thèmes :

-Thème 1 : séisme de dimensionnement

entre 8 et 13 écarts non encore soldés : prévisions de remise en ordre jusqu'en 2014 selon les sites

-Thème 2 : repli de l'installation après la survenue d'un séisme de dimensionnement

entre 2 et 5 écarts non totalement soldés

Voici par exemple une revue pour quelques sites :

Gravelines

Thème 1

: Freinage de la visserie de robinetterie sur les 6 tranches en cours

: Réglage de supports à charge constante

: Défauts sur matériels électriques 6,6 kV : disjoncteurs et contacteurs de pompes IPS, proviennent d'un défaut de fabrication sur des matériels de remplacement (concerne GRA 4 -2011- et GRA 2 3 5 et 6 - 2012)

: Défauts d'ancrage des chevilles à expansion d'où faiblesse de supportage. Il est soldé sur GRA 3 4 5, sera soldé en 2011 sur GRA 1 et 2, et en 2012 sur GRA 2.

- : Tenue sismique des échangeurs REN : en cours de réparation
- : Tenue sismique des passerelles DVG
- : Dégradation de l'ergot de fixation des cartes d'alarmes : palier 900, mais pas GRA 6
- : Fissuration des relais TEC 2481 : alarme sur les batteries
- : Tenue sismique du redresseur DSL05RD : défaillance de l'éclairage de secours de la salle de commande
- : Jeu des butées latérales des butées radiales VVP
- : Dégradation des surfaces de glissement des butées radiales VVP du palier CPY :
- : Supportage des filtres SEC

Thème 2

- : Suffisance des réserves ASG pour gérer le Manque de Tension Electrique Externe (MDTE)
- : Modélisation de la physique du dôme de la cuve
- : Excès de lubrifiant sur les contacts de relais OK B 184
- : Usure prématurée des coussinets MIBA2 des diesels de secours : avarie en 2010 au Blayais, 17 février 2011 incident générique

Vérification de 40 matériels pour conduire la tranche en situation H3 privilégiant

- Le refroidissement du coeur par les GV,
- Le maintien de l'intégrité du circuit primaire par injection aux joints des pompes primaires
- L'alimentation électrique grâce au turboalternateur alimenté par la vapeur des GV ;

Fessenheim :

Thème 1

- : Freinage de la visserie de robinetterie sur les 2 tranches en cours de mise en ordre
- : Réglage de supports à charge constante
- : Dégradation de l'ergot de fixation des cartes d'alarmes : pour fin 2011
- : Fissuration des relais TEC 2481 : alarme sur les batteries
- : Fissuration des embases 9723 de relais TEC 1783 => perte d'actionneurs IPS 2011
- : Défaut de qualification sismique des capteurs de niveau de bache à fioul LHG03 et 004 SN
- : Défaut d'ancrage de l'armoire 2LLW001TB de FES2

Thème 2

- : Suffisance des réserves ASG pour gérer le Manque de Tension Electrique Externe (MDTE)
- : Modélisation de la physique du dôme de la cuve

Vérification de 57 matériels pour conduire la tranche en situation H3 :

- le refroidissement du cœur par les GV,
- le maintien de l'intégrité du circuit primaire par injection aux joints des pompes primaires
- l'alimentation électrique grâce au turboalternateur alimenté par la vapeur des GV ;

Ces matériels comportent notamment :

- La turbo-pompe ASG,
- Le turboalternateur LLS,
- La pompe de test RIS,
- La salle de commande (avec les enregistreurs et indicateurs retenus),
- Les armoires électriques LLS et KRG,
- La bache ASG,
- La bache PTR,
- La bache SER,
- 2 ballons d'air comprimé SAR,
- 11 vannes (dont une vanne GCT et une vanne d'appoint à la piscine d'entreposage du combustible en situation de perte totale de refroidissement de la piscine).

BLAYAIS :

Thème 1

- : Freinage de la visserie de robinetterie sur les 4 tranches en cours
- : Supportage de la ligne d'évent-cuve, à terminer sur la tranche 3
- : Défaut d'ancrage par chevilles à expansion, reste la tranche 2
- : Tenue sismique des échangeurs REN (Echantillonnage Nucléaire)

- : Tenue sismique des passerelles DVG (tranche 2 à finir)
- : Défauts sur matériels électriques 6,6 kV :disjoncteurs et contacteurs de pompes IPS, provient d'un défaut de fabrication sur des matériels de remplacement
- : Dégradation de l'ergot de fixation des cartes d'alarmes : pour fin 2011 tr 3 et 4, 2012 tr 1 et 2013 tr 2
- : Fissuration des relais TEC 2481 =>alarme sur les batteries
- : Tenue sismique du redresseur DSL05RD => défaillance de l'éclairage de secours de la salle de commande
- : Dégradation des surfaces de glissement des butées radiales VVP du palier CPY :
- : Défaut d'installation sur des charpentes du bâtiment réacteur

Thème 2

- : Suffisance des réserves ASG pour gérer le Manque de Tension Electrique Externe
- : Modélisation de la physique du dôme de la cuve
- : Excès de lubrifiant sur les contacts de relais OK B 184
- : Usure prématurée des coussinets MIBA2 des diesels de secours : avarie en 2010 au Blayais, 17 février 2011 incident générique

Vérification de 40 matériels pour conduire la tranche en situation H3

- le refroidissement du coeur par les GV,
- le maintien de l'intégrité du circuit primaire par injection aux joints des pompes primaires,
- l'alimentation électrique grâce au turboalternateur alimenté par la vapeur des GV.

Ces matériels sont les mêmes que ceux de Fessenheim, le changement en nombre est dû au nombre de vannes qui oscillent entre 11 et 20

FLAMANVILLE :

Thème 1

- : Tenue sismique du tronc commun RRI du palier 1300 : modification en cours d'étude et mise en oeuvre de 2013 à 2016 ;
- : Freinage de la visserie de robinetterie : EDF va accélérer la mise en oeuvre (prévue pour 2015) ;
- : Réglages de supports à charge constante ;
- : Défauts sur matériels électriques 6,6 kV :disjoncteurs et contacteurs de pompes IPS, provient d'un défaut de fabrication sur des matériels de remplacement ;
- : Défauts de maintien mécanique de relais (défaut découvert en 2009, fin des travaux 2011);
- : Fissuration des relais TEC 2481 =>alarme sur les batteries ;
- : Défauts de fixation d'embases 9841 de relais TEC (soldé fin 2011)
- : Défauts de fixation de relais TEC 1813 sur embases MTI-E.GA, palier 1300 (changement en 2011);
- : Détérioration d'embases 9723 de relais TEC 1783 (en cours de vérification sur les 1300)

Thème 2

- : Suffisance des réserves ASG pour gérer le Manque de Tension Electrique Externe (MDTE)
- : Modélisation de la physique du dôme de la cuve
- : Phénomènes vibratoires observés en amont des motopompes ASG du palier P4 dans certaines configurations de fonctionnement (en cours)
- : Excès de lubrifiant sur les contacts de relais OK B 184 (fin 2013)
- : Absence d'exigence sismique de la ventilation DVD => sur P4 le système de refroidissement des diesels n'est pas qualifié au séisme (étude en cours)

Vérification de 44 matériels pour conduire la tranche en situation H3 :

- le refroidissement du coeur par les GV,
- le maintien de l'intégrité du circuit primaire par injection aux joints des pompes primaires
- l'alimentation électrique grâce au turboalternateur alimenté par la vapeur des GV ;

(Ces matériels sont les mêmes que ceux de Fessenheim , le changement en nombre est dû au nombre de vannes qui oscillent entre 11 et 20)

2- Points de vigilance vis-vis du séisme et disposition d'amélioration

*Matériels électriques :à vérifier en particulier ceux nécessaires aux situations H1 et H3 notamment le matériel informatique et l'électronique

*Réservoirs (bâches) : le supportage de la bache SER (distribution d'eau déminéralisée) doit être amené au même niveau que la bache ASG (Alimentation Secours des GV)

*Dispositif U5 : n'est pas dimensionné au séisme parce que « *Le filtre à sable est un matériel sans requis sismique à la conception. En effet, toutes les mesures de dimensionnement prises à la conception des installations et listées plus haut rendent très peu probable le fait qu'un séisme entraîne un accident grave nécessitant l'utilisation de ce filtre à sable.* »

... mais on va l'améliorer suite à Fukushima (chapitre 3 - page 43).

« *EDF décide de lancer une analyse complémentaire afin d'évaluer la tenue fonctionnelle du dispositif U5 au séisme.* »

* Locaux du PUI du Bloc De Sécurité (BDS) : amélioration en cours d'étude depuis le séisme (2007) de Kashiwasaki-Kariwa au Japon, mais aussi analyse des besoins en matériels de secours autonome du type communication, informatique et réserves de nourriture et d'eau ;

*Moyens Mobiles de crise : à vérifier et ce en liaison avec les Moyens Mobiles de Secours (MMS) : disponibilité, entraînement du personnel, notices d'emplois).

3- Organisation de crise : points de vigilance et amélioration

*Le renforcement en compétence de l'équipe de conduite lui permettant de réaliser les interventions minimales nécessaires pour éviter ou retarder la fusion du cœur.

*Le renforcement de quelques liaisons de communication avec des moyens de communication d'une autonomie renforcée, et résistant au séisme et inondation

*La création d'une Force d'Action Rapide du Nucléaire (FARN)

*La prise en compte des conditions d'intervention des personnels de conduite, d'astreinte et de la FARN. Elles doivent permettre de garantir la sécurité et la santé des intervenants. L'aspect psychologique est pris en compte.

4- Fonction de sûreté-intégrité du confinement

- Intégrité du confinement BR

« *Dans le cas d'une situation accidentelle résultant d'un séisme, et conduisant à la libération de substances radioactives dans le bâtiment réacteur, le maintien du confinement est assuré principalement par* » :

*l'enceinte de confinement. Elle constitue une part essentielle de la troisième barrière de confinement radiologique de l'installation,

*un système d'isolement de l'enceinte.

5- Etat des lieux pour la piscine BK – Entreposage/Manutention combustible Ce point sera traité lors du chapitre 5

COMMENTAIRE

Ces retours d'écarts sont connus, génériques. Les parades existent, mais on fait les améliorations en « temps caché », donc elles sont programmées en fonction des arrêts pour rechargement ou maintenance.

Dans la liste des équipements à vérifier il manque notamment la tenue du tube transfert entre le BR et le BK. Ce point est signalé dans la revue de sûreté pour les VD3 900 (DSR n°261). Il est également signalé dans la liste des matériels sensibles (chapitre 2 -58), mais non analysé parce que soi-disant il fait partie déjà des programmes de visites décennales.

Si les divers équipements IPS sont dimensionnés séisme, il n'en reste pas moins que les effets domino sont peu étudiés. Des travaux ont été menés pendant des années, mais à Fessenheim, il a fallu revoir la tenue de murs en parpaings pouvant finalement « agresser un équipement IPS ».

De plus actuellement on est en train de revoir des normes de construction datant des années 1970 notamment l'utilisation de polystyrène assurant la tenue entre bâtiments : il est apparu que ce matériau transmettait les vibrations et pouvait engendrer un problème.

Notons un point « amusant » le fameux dispositif « U5 » soit le filtre à sable prôné après TMI n'est pas dimensionné anti-séisme parce que « *toutes les mesures de dimensionnement prises à la conception*

des installations et listées plus haut rendent très peu probable le fait qu'un séisme entraîne un accident grave nécessitant l'utilisation de ce filtre à sable ».

Et les fameux bâtiments BDS (Bâtiments De Secours) ne sont pas dimensionnés séisme et ne sont pas prévus pour des crises longues (nettement plus de 2/3 jours comme à Fukushima). Il en est de même des bâtiments PUI qu'il faut concevoir pour pouvoir rester opérationnels pendant plus que 1 jour....

Quant aux MMS il convient d'en vérifier la disponibilité et de s'assurer qu'ils sont dans des bâtiments antisismiques et effectivement opérationnels et mobiles sur un site désorganisé.

Et leur fameuse FARN sera-t-elle capable d'aider plusieurs sites ? et de plus pourra-t-elle s'y rendre.

En ce qui concerne le bâtiment réacteur : est ce que tous les équipements électriques et instruments de contrôle sont dimensionnés au séisme. On ne parle que des gros matériels qui, eux le sont.

Quant aux piscines d'entreposage de combustible, il convient de vérifier le tube de transfert du combustible entre le BR et le BK et tout processus pouvant conduire à une vidange rapide.

EDF chapitre 3 : INONDATION

L'approche est très conventionnelle, tout juste nuancée par le retour d'expérience de la tempête de 1999 au Blayais.

En ce qui concerne l'inondation, le chapitre est quasi identique quel que soit le site : il est tout juste mis entre parenthèses qu'un site fluvial n'est pas soumis aux mêmes aléas qu'un site de rivière ou de mer.

En ce qui concerne une question de l'ASN : tenue des digues du grand Canal d'Alsace (Fessenheim), du Canal de Donzère (Tricastin) ou du canal de Provence, voici les réponses :

FESSENHEIM

Rupture de la digue Rive Gauche du GCA, entraînant une inondation de la Plaine d'Alsace

(...)

La tenue au séisme des digues du GCA est garantie, avec des marges importantes au-delà du SMS (cf. paragraphe 2.2.1.3 et paragraphe 3.1.2.2.7). Une étude a été réalisée par le Conseil Général du Haut-Rhin. Elle se concentre sur l'établissement de champs d'inondation à partir d'hypothèses de brèche a priori, indépendamment de toute analyse sur la tenue au séisme de la digue. Les champs d'inondation obtenus dans cette étude ne résultent donc en rien d'une analyse de tenue au séisme.

En ce qui concerne les conséquences d'une rupture des digues du Grand Canal d'Alsace, seule une première réponse peut être apportée ici, compte-tenu du délai entre cette demande et l'échéance requise pour la remise des rapports.

Les conséquences potentielles seraient la présence d'une lame d'eau sur le site, susceptible d'engendrer un scénario de perte totale des alimentations électriques externes et internes (cf. paragraphe 3.2.3.1.3 ci-dessus), ainsi que la perte potentielle d'autres matériels de l'îlot nucléaire.

Compte tenu des éléments disponibles, l'examen des conséquences n'a pas été mené plus précisément. L'accent est mis sur la recherche de dispositions pour renforcer la robustesse (cf. paragraphe 3.2.4.2)

Protection vis-à-vis d'une rupture de la digue du GCA

(...)

À cet effet, EDF propose :

-D'engager un examen détaillé de la tenue des digues à un niveau supérieur au SMS, et de déterminer un débit d'inondation à prendre en compte au-delà du dimensionnement (en écartant des niveaux de séisme complètement non-plausibles, afin de définir les parades les plus adaptées).

-D'engager, au vu de ces résultats, un calcul des champs d'inondations correspondants

-De définir et de mettre en place, au vu de ces résultats, les parades matérielles et organisationnelles adaptées pour éviter les situations redoutées que sont, pour ce type d'analyse (cf paragraphe 0.5), un rejet important dans l'environnement pour le réacteur et un découverture des assemblages pour le Bâtiment combustible. »

TRICASTIN

Aléa Dégradation d'un Ouvrage de Canalisation des eaux (DOC) :

Le CNPE du Tricastin n'est concerné que par une dégradation des ouvrages en interface avec le canal de Donzère-Mondragon, à savoir les digues du canal.

L'étude de l'aléa "DOC" pour le CNPE du Tricastin consiste à évaluer le risque d'inondation du site suite à une dégradation de ces digues par les cas de charge suivants :

-Séisme de dimensionnement de l'installation,

-Explosion d'hydrocarbures,

-Dégradations hydrauliques des digues par érosion interne ou percolation.

L'analyse de vulnérabilité du CNPE en cas de rupture de digue montre que seuls les tronçons situés en aval du PK 177 seraient susceptibles d'inonder la plaine du Tricastin. Le risque le plus significatif est

associé aux tronçons de digues présentant une hauteur importante, une géométrie pénalisante (faible largeur, forte pente du talus aval...) et situés en rive droite en amont direct du CNPE.

Protection vis-à-vis d'une rupture de digue du canal de Donzère-Mondragon

Les conséquences potentielles sont la présence d'une lame d'eau sur le site, susceptible d'engendrer un scénario de perte totale des alimentations électriques (voir paragraphe 3.2.3.2.3 ci-dessus).

À cet effet, EDF propose :

- d'engager un examen détaillé de la tenue des digues à un niveau supérieur au SMS, et de déterminer un débit d'inondation à prendre en compte au-delà du dimensionnement (en écartant des niveaux de séisme complètement non plausibles, afin de définir les parades les plus adaptées),
- d'engager, au vu de ces résultats, un calcul des champs d'inondations correspondants,
- de définir et mettre en place, si nécessaire les parades matérielles et organisationnelles adaptées pour éviter les situations redoutées que sont, pour ce type d'analyse (cf. paragraphe 0.5), un rejet important dans l'environnement pour le réacteur et un découvrement des assemblages pour le Bâtiment combustible. »

COMMENTAIRE

Fessenheim

Il est impératif de confronter les études menées par le CNPE et ceux menés par le Conseil Général : il est indispensable d'analyser les approches et de trouver la meilleure protection de la centrale qui se trouve 10 m en dessous du niveau du Grand Canal. Et si, avec des approches différentes, elles conduisent à des solutions permettant de garantir que la centrale sera protégée moyennant un certains nombre de parades. Ce sera exactement ce que la situation requiert.

Tricastin

Le site est en dessous du niveau du canal de Donzère-Mondragon et même si des murets protecteurs existent, il y a encore à sécuriser. Il est indispensable, donc, de mener les travaux proposés par EDF et de confronter toutes les hypothèses amenant à ces propositions.

D'une façon générale cet aléa « inondation » a beau être évalué avec des crues majorées, l'inondation du Blayais a montré que des phénomènes naturels pouvaient changer les estimations « vraisemblables ».

De plus les sites peuvent être sur une plate-forme non inondée (Golfech, Saint Laurent, ...) mais d'une part l'accès au site peut être très difficile : routes inondées, débris divers charriés par la crue, éboulements de terres,...) et d'autre part le réseau d'électricité alimentant le réacteur peut être défaillant (lignes déchaussées, postes inondés).

Il est aussi question pour la source froide :

*de dégrilleurs : ils existent effectivement, mais sont à commande manuelle. Il faut se déplacer pour les mettre en route. De plus ils ne sont pas classés « Important Pour la Sécurité » donc il y a un problème pour leur maintenance et leur tenue au séisme.

*de la drome (barre de protection du canal d'amenée d'eau) qui doit empêcher l'arrivée de troncs d'arbres et autres éléments charriés par une crue

*de colmatage facile à gérer grâce au dégrilleur (dixit EDF) : tout dépend du colmatage ;

Exemples de colmatage :

-À Golfech c'est un focardage non déclaré réalisé pour le compte de la centrale hydraulique en amont qui a provoqué un arrêt d'urgence sur les réacteurs et il a fallu plus de 10h pour retirer les renoncules d'eau broyées.

-À Fessenheim ce sont des feuilles qui ont obstrué la prise d'eau à 70% et entraîné l'arrêt des réacteurs.

-À Cruas ce sont aussi des débris végétaux qui ont colmaté les 2 canalisations d'amenée d'eau provoquant l'arrêt de tous les réacteurs.

-Au Blayais ce sont également des algues qui ont obstrué la grille du canal d'amenée de l'eau.

Et dans les engagements EDF il est surtout question de surveiller la source froide en vérifiant que les installations électriques ne sont pas noyées, que des bâtiments importants n'ont pas les pieds dans l'eau.

Il convient également de vérifier l'état des installations et leur capacité à répondre en cas d'incident : relève des équipes, acheminement de matériels de secours, bâtiments de repli correctement aménagés et accessibles même avec une crue.

A Golfech lors des inspections ciblées, les inspecteurs ont insisté sur ces dégrilleurs qu'il faudrait rendre plus fiables, sur les réservoirs SEC, sur l'instrumentation . En effet, la maintenance de ces équipements n'est pas adaptés à leur fonction potentielle en cas d'incident.

EDF chapitre 4 : AUTRES PHÉNOMÈNES NATURELS EXTRÊMES

Le chapitre 4 est donc composé de 12 à 14 pages quelque soit le site.

Il s'appuie sur le REX du BLAYAIS 1999.

On ne considère que vents et foudres combinés éventuellement à un séisme. Où sont les grands froids, le frasil et les canicules ?

Sur la Loire, au CNPE de Saint Laurent, il y a eu la perte de la source froide à la suite d'une prise en glace. Il y a maintenant de prévu une injection d'eau chaude à la grille, mais quelle est son efficacité ?

Il semble que ces points sont toujours à l'étude au plan national, pour mettre au point une stratégie robuste.

De même la combinaison séisme-inondation avec possibilité de rupture de barrage doit être évalué pour les sites sur fleuves ou rivières) et :

- n°4 Page 13 SITUATION PHYSIQUEMENT POSSIBLE ET IMPACT POTENTIEL SUR LA SURETE DE L'INSTALLATION

« Toutefois, afin de conforter cet examen, EDF réalisera des études complémentaires :

- d'un séisme initiateur d'une rupture de barrage, pour évaluer si les protections du site contre l'inondation causée par cette rupture de barrage peuvent être effacées par le séisme,
- d'un séisme susceptible d'entraîner plusieurs ruptures de barrages, pour vérifier si les protections du site vis-à-vis de l'inondation seraient suffisantes. »

- n°4 page 14 DISPOSITIONS POUVANT ÊTRE ENVISAGÉES POUR RENFORCER LA ROBUSTESSE DE L'INSTALLATION

« Toutefois, afin de conforter cet examen, EDF réalisera des études complémentaires :

- d'un séisme initiateur d'une rupture de barrage, pour évaluer si les protections du site contre l'inondation causée par cette rupture de barrage peuvent être effacées par le séisme,
- d'un séisme susceptible d'entraîner plusieurs ruptures de barrages, pour vérifier si les protections du site vis-à-vis de l'inondation seraient suffisantes. »

Constatons que seuls 2 sites (Cattenom et Golfech) ont 2 formulations différentes pour les paragraphes cités ci-dessus. Les 17 autres sites ont écrit 2 fois la même formulation et bien sûr c'est la deuxième.

Or, il n'est pas anodin d'écrire « si les protections... ne peuvent être effacées », car ce n'est pas la même approche qu'avec « peuvent être effacées » et de même « pour vérifier si les protections (...) seraient suffisantes » se transforme en « pour confirmer que les protections (...) sont suffisantes »

Si on part des conclusions pour vérifier des hypothèses, ce n'est pas anodin pour la « robustesse de la démarche », mais la plupart des sites se contentent de confirmer que tout va bien....

D'autres points sont à signaler :

- U5 à consolider (alimentation et tuyauteries) car non prévu pour les vents ni pour résister aux séismes : drôle d'Ultime secours !
- Les locaux d'urgence résisteraient à des vents violents, par contre tous les bâtiments et matériels nécessaires mais hors des locaux PUI ne sont pas dimensionnés IPS ;
- Vérifier la tenue des aérofrigorants quand il y en a ;
- Vérifier la possibilité d'inondation de la plate-forme par ruine des réservoirs non protégés contre le séisme (réservoirs SER et SED) pour les sites de Blayais, Bugey, Chinon, Dampierre, Gravelines, Fessenheim, Saint Laurent, Cattenom, Cruas, Nogent, Paluel, Flamanville 1et 2, Golfech, Saint Laurent, Penly.

D'où voici les engagements d'EDF :

Extraits page n°4-7

« Dans le cadre de l'évaluation complémentaire de sûreté post-Fukushima, la robustesse des matériels nécessaires en cas de H3, de H1 ou d'accidents graves doit être garantie vis-à-vis des projectiles générés par le vent extrême.

Les projectiles réalistes pour des vents de l'ordre de 200 Km/h sont les tôles de bardage. Sur avis d'ingénieur, ils ne sont pas de nature à dégrader ce type d'équipements du fait de leur très faible rigidité.

Sur la base de ces éléments, il n'est pas identifié d'effet falaise associé aux effets indirects du vent. »

Pour les installations avec U5 en extérieur :

« Cependant, une analyse fonctionnelle de la tenue au séisme du dispositif U5 sera réalisée. Elle sera

complétée par l'étude des effets directs et indirects du vent. »

Pour les bases Ultimes secours et sur tous les sites :

« Enfin, les locaux de Plan d'Urgence Interne (PUI) situés dans le Bloc De Sécurité (BDS) qui sont nécessaires lors des situations H3, H1 et vis-à-vis des accidents graves sont dimensionnés aux règles Neige et Vent en vigueur au moment de leur conception. Ils présentent des marges importantes vis-à-vis des effets indirects du vent du fait de leur construction en béton armé.

Les matériels nécessaires au fonctionnement de ces locaux, lorsqu'ils sont situés à l'extérieur du bâtiment, ne sont pas dimensionnés pour résister aux agressions liées aux effets indirects du vent. Une étude sera réalisée afin d'identifier les matériels à renforcer pour assurer le caractère opérationnel des locaux PUI vis à vis du référentiel «grand vent» (bloc de climatisation, antennes, ...). »

Extraits page n °3 -14 ou 15, suivant le site.

Pour les CNPE concernés (15):

« EDF réalisera une étude visant à déterminer la réalité ou non d'un risque de lame d'eau sur la plateforme (îlots nucléaires et transformateurs TP/TS/TA). Au vu des résultats de cette étude, EDF déterminera s'il est nécessaire de mettre en place des protections supplémentaires sur certains bâtiments, adaptées à ce risque. »

COMMENTAIRE :

A priori, le REX du Blayais n'est pas totalement assimilé. En effet, les vents violents ont arraché les bardages, soumis les bâtiments aux assauts de galets, rendu la sortie des personnels impossible.

Les divers équipements : câbles, antennes ont été détériorés.

Ces vents ont également rendu les routes impraticables : arbres déracinés, ...

Les aléas naturels commencent à être pris en compte, mais la conclusion doit être que tous les bâtiments doivent être conçus comme résistants. En effet, il ne faut pas tabler sur le fait que ce sont des événements rares, les dégâts engendrés sont tellement importants et la remise en état si longue (18 mois pour Blayais 1...)

De plus il n'est jamais envisagé la concomitance d'un incendie interne ou externe : il est clair qu'en pleine tempête les secours auraient du mal à parvenir jusqu'au site.

La possibilité d'un incendie s'approchant de sites a été vécue aux USA et en Russie sans que l'on est beaucoup de détails sur les dégâts occasionnés à Los Alamos et à des centres militaires russes.

EDF chapitre 5 : PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES PERTES DES SYSTEMES DE REFROIDISSEMENT

Voici le schema de principe des divers systèmes de refroidissement et des alimentations électriques.

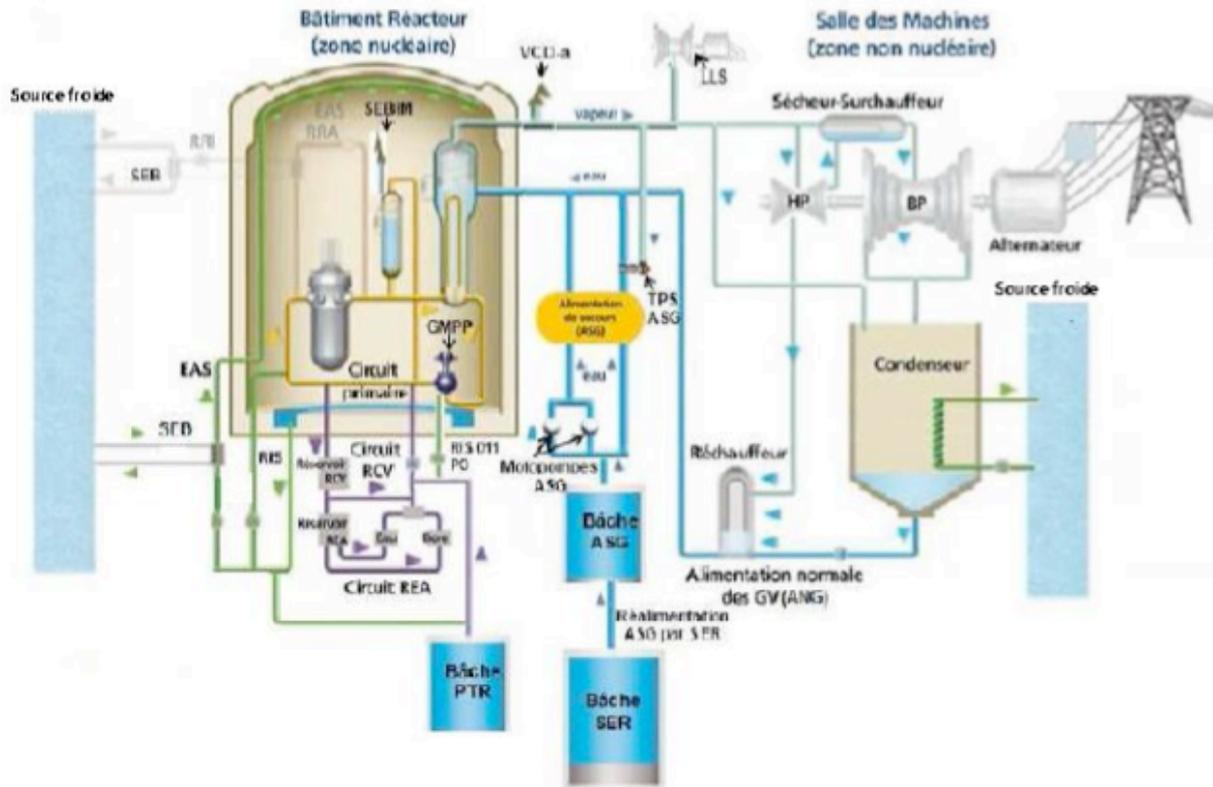
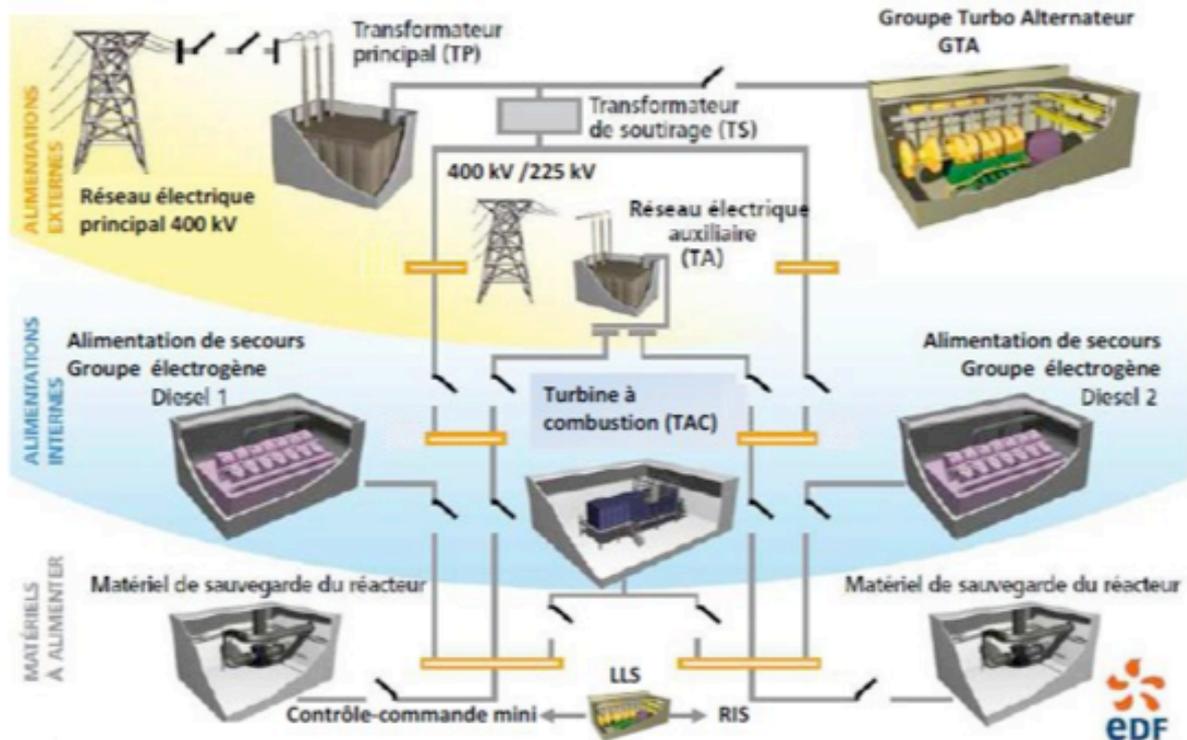


Figure 5.1-1 : schéma de principe d'installation générale d'un réacteur électronucléaire (applicable à Fessenheim)

DISTRIBUTION ELECTRIQUE

Les différentes lignes de défense des alimentations électriques



Dans « **Autonomie avant début éventuel d'endommagement du combustible** », il est étudié la situation en cas de pertes des alimentations électriques et des sources d'énergie de secours de la tranche, analysons le point suivant :

Joint des pompes primaires

S'il convient toujours de refroidir les joints des pompes primaires, EDF estime que le remplacement des joints toriques par des joints "haute température" limite la possibilité de fuites. Mais c'est « **limite** » donc il faut éviter une brèche primaire à ce niveau et assurer le refroidissement des fameus joints.

page n°5-19

Une étude de caractérisation de la suffisance du débit qui alimente alors les joints des pompes primaires de chacune des deux tranches va être menée. De façon enveloppe, il est considéré la perte d'injection aux joints des pompes primaires sur les trois pompes primaires de chacune des tranches.

Au total, compte-tenu du remplacement des joints toriques des pompes primaires par des joints haute température, et du remplacement des glaces en alumine par des glaces en nitrure de silicium, la perte de l'injection n'est plus synonyme d'une fuite significative aux joints des GMPP valant petite brèche sur le circuit primaire.

(...)

Par ailleurs, EDF étudie une évolution de la conduite actuelle basée sur une anticipation du refroidissement rapide. Cette disposition supplémentaire limite de façon encore plus considérable le risque de brèche aux joints des pompes primaires, l'injection aux joints n'étant plus nécessaire dès que la température primaire devient inférieure à 220°C et la pression primaire inférieure à 45 bars.

Au total, l'ensemble de ces dispositions permet de considérer aujourd'hui comme non plausible une brèche significative aux joints des pompes primaires.

Dans cette situation non plausible, le délai avant découverte du combustible serait alors de l'ordre d'une journée.

En conclusion, le cas où une fuite aux joints apparaîtrait dans ces situations n'est pas, à ce stade et une fois l'évolution de la conduite mentionnée plus haut réalisée, à considérer comme plausible. EDF lance des essais de tenue des joints à technologie améliorée, présents sur ses installations, pour confirmer ce caractère non plausible.

A titre de robustesse supplémentaire, dans le but d'augmenter le délai avant découverte du combustible dans ce type de situation, EDF prévoit une autre modification de la conduite. L'objectif de cette évolution de conduite est de limiter la dépressurisation des générateurs de vapeur à une pression garantissant une alimentation en vapeur suffisante des turbopompes ASG.

Les effets falaises et les dispositions pouvant être envisagées pour renforcer la robustesse de l'installation

- installation d'une motopompe thermique d'injection dans le coeur à partir du réservoir PTR ;
- étude de moyens ultimes de réalimentation : bassin et/ou forage assortis de moyens matériels et humains ;
- réalimentation en eau de ce réservoir PTR par un Diesel dit d'Ultime Secours ou DUS ;
- équipements à court terme en moyens mobiles autonomes d'éclairage de forte puissance pour faciliter les interventions
- et pour finir la Force d'Action Rapide Nucléaire.

Quant aux « dispositions organisationnelles »

Un document de conduite « H3 de site » traitant de la situation de perte des alimentations électriques externes et des sources d'énergie de secours sera construit.

Piscines de combustibles (BK)

EDF s'intéresse à « *l'autonomie du site avant un début éventuel d'endommagement du combustible* »

- Robustesse vis-vis du séisme et de l'inondation

« Les réservoirs SER et le Groupe électrogène d'Ultime Secours (GUS) ne sont pas classés sismiques. Seul le réservoir ASG est donc considéré disponible pour réalimenter les GV. Le LLS, classé sismique, reste disponible. »

En conséquence EDF « propose d'étudier les moyens à mettre en oeuvre pour garantir la protection de ces matériels (réservoirs SER et liaisons vers le réservoir ASG) »

On notera le « **propose** ».

- **Dispositions pouvant être envisager pour renforcer la robustesse**

« EDF envisage la mise en place de moyens matériels ultimes d'appoint en eau à la piscine d'entreposage utilisables pour cette situation ainsi que des moyens humains capables d'intervenir dans ces délais, en complément des équipes de crise »

On note aussi cette fois le « **envisage** »

.Cependant notons que :

« EDF étudie les dispositions à prendre afin de rendre robuste l'instrumentation en piscine (température et niveau) pour la gestion de la situation et notamment la gestion de l'appoint. EDF étudie notamment l'opportunité de secourir électriquement par un groupe électrogène les informations strictement nécessaires à la gestion de la situation de perte de refroidissement en piscine. »

De plus, il convient d'éviter le **découvrement des assemblages**, en particulier en cas de manutention. En effet, la manutention est assurée par le pont passerelle piloté par un opérateur, ce pont n'est pas secouru, mais il existe des commandes manuelles qui permettent de reposer l'assemblage : manoeuvre qui prend de l'ordre de 10 minutes. Si l'opérateur ne pouvait intervenir, le délai avant découvrement serait la demi-journée d'où :

« EDF envisage la mise en œuvre de dispositions matérielles (de type dispositifs autonomes permettant de mettre en position sûre l'assemblage combustible, avec l'éclairage associé) et organisationnelles (mise à jour des gammes d'intervention) visant à faciliter la mise en position sûre d'un assemblage combustible en cours de manutention en cas de perte des sources électriques. »

Ce chapitre est de 49 à 53 pages qui aboutissent à ceci pour tous les sites:

« **POINTS A REEXAMINER AU REGARD DU REFERENTIEL DE SURETE EN VIGUEUR ET REMISE EN CONFORMITE**

EDF a mis en place une politique d'examen et de traitement de la conformité des réacteurs au référentiel de sûreté, agréée par l'ASN (cf. paragraphe 0.3).

Les points à réexaminer relatifs à la tenue au séisme ou affectant des matériels utiles au repli de l'installation en état sûr après survenue d'un séisme ont été analysés au paragraphe 2.1.3.3 et ils ne sont donc pas rappelés ici.

Aucun autre point à réexaminer concernant le risque de perte des alimentations électriques ou de système de refroidissement pour les piscines d'entreposage du combustible n'est présent sur le site de Fessenheim. »

COMMENTAIRES

Certains matériels permettant de réalimenter en eau ne sont pas résistants au séisme, EDF envisage de le faire.

Les moyens de refroidissement des piscines non classés au séisme devront être sécurisés séisme.

Les piscines ne sont pas bunkérisées : ce point est également à vérifier

La réalimentation en eau des piscines dépend de pompes non classées pour le séisme. Il faudra y remédier et en plus protéger leur alimentation électrique pour éviter le découvrement.

Le découvrement des assemblages en piscine n'avait manifestement pas été imaginé comme pouvant poser problème .

En effet, les accidents envisagés ne prévoyaient pas la superposition de la perte des alimentations électriques et des moyens de refroidissement. Surtout il n'était pas envisagé qu'une telle situation puisse perdurer plus de 2 semaines.

EDF chapitre 6 : ACCIDENTS GRAVES

Le chapitre repart sur l'organisation de crise par ailleurs décrite également dans une annexe (Annexe 1 : Organisation de crise EDF)

Voici le déroulé de sa table des matières qui présente point par point la défense de l'installation : ces points sont développés par ailleurs dans les 3 chapitres précédents.-

Nous allons surtout nous attarder au point « hydrogène »

PARTIE NUCLEAIRE

« Perturbations possibles vis-à-vis des mesures envisagées pour gérer les accidents et gestion associée

Destruction importante des infrastructures autour de l'installation, y compris des moyens de télécommunication.

Perturbation de l'efficacité du travail provoquée par des débits de dose locaux élevés, par une contamination radioactive et la destruction de certaines installations sur le site.

Faisabilité et efficacité des mesures pour gérer les accidents en cas d'agressions externes (séismes, inondations).

Indisponibilité de l'alimentation électrique.

Défaillance potentielle de l'instrumentation.

Impact des autres installations avoisinantes sur le site.

Réacteurs nucléaires : Mesures de gestion des accidents qui sont actuellement en vigueur aux différents stades d'un accident grave, en particulier consécutif à une perte de la fonction refroidissement du cœur

Avant que le combustible ne soit endommagé dans la cuve du réacteur.

Après l'entrée en situation d'accident grave suite à endommagement du combustible voire de la cuve.

Mesures de gestion des accidents graves et éléments de conception de l'installation permettant de protéger l'intégrité du confinement après l'endommagement du combustible.

Gestion des risques hydrogène (dans et hors enceinte de confinement) (BR, bâtiments périphériques).

Prévention des surpressions dans l'enceinte de confinement.

Prévention du risque de re-criticité.

Prévention du percement du radier : maintien du corium en cuve.

Prévention du percement du radier : maintien du corium dans le puits de cuve.

Mitigation du percement du radier : parades voie eau.

Points Particuliers

Besoin en alimentation de courant électrique alternatif et continu des équipements utilisés pour la préservation de l'intégrité du confinement.

Adéquation et disponibilité de l'instrumentation.

Disponibilité et habitabilité de la salle de commande.

Réduction des conséquences radiologiques de l'accident.

Robustesse de la conduite AG en cas de cumul inondation et situation H3.

Pour les piscines d'entreposage du combustible du bâtiment combustible (BK)

Mesures de gestion des conséquences de la perte totale de la fonction de refroidissement de l'eau de la piscine

Avant et après la perte d'une protection appropriée contre les radiations.

Avant et après le découverture du sommet du combustible en piscine.

Points Particuliers

Adéquation et disponibilité de l'instrumentation.

Disponibilité et habitabilité de la salle de commande.

Accumulation possible d'hydrogène ».

Ce déroulé montre les recoupements avec les 3 chapitres précédents. Il est redondant avec eux sauf sur un point fort important : l'**hydrogène**.

Comment est traité ce point, connu depuis TMI, puis dont l'accident de Fukushima a confirmé l'importance.

Le risque « hydrogène » est connu, mais pendant longtemps il a été considéré comme un phénomène lent :

1- Tout d'abord il est traité ans le chapitre 5 et est abordé sous la forme suivante :

Piscine d'entreposage des combustibles

« Conséquence de la perte totale des alimentations électriques vis-à-vis du risque lié à la production d'hydrogène par radiolyse de l'eau :

La présence d'assemblages combustible dans la piscine peut conduire à la production d'hydrogène en fonctionnement normal par radiolyse de l'eau.

La cinétique d'évolution de la concentration d'hydrogène est liée d'une part aux débits de production de l'hydrogène par la radiolyse de l'eau et, d'autre part, aux possibilités d'évacuation de cet hydrogène depuis le hall vers le milieu extérieur : tant que la ventilation du hall BK en fonctionnement normal est en service, il n'y a aucun risque d'accumulation d'hydrogène. Une analyse complémentaire est engagée pour évaluer un éventuel risque lié à l'accumulation d'hydrogène en l'absence de ventilation.

En fonction des résultats de cette analyse EDF étudiera les parades à mettre en œuvre pour maîtriser le risque d'explosion lié à l'hydrogène. »

2-Chapitre 6 : Des risques hydrogène (dans et hors enceinte de confinement) (BR, bâtiments périphériques)

Enceinte de confinement

L'effet falaise potentiel associé à la présence d'hydrogène dans l'enceinte serait une perte du confinement du BR en cas d'inflammation d'un nuage à forte concentration d'hydrogène dans le BR.

Les recombineurs permettent d'exclure la perte du confinement par déflagration lente en limitant la quantité d'hydrogène dans le BR en cas d'accident grave.

Il convient de noter que la probabilité d'occurrence de tels phénomènes est extrêmement faible compte tenu, en particulier, des caractéristiques géométriques de l'enceinte. Cette dernière est d'une géométrie relativement « ouverte » ce qui favorise le brassage de l'hydrogène et limite donc le risque de formation de nuage à forte concentration d'hydrogène.

De toute façon, la mise en place des RAP, en diminuant la quantité d'hydrogène présente dans l'enceinte à un instant donné, réduit la probabilité et les conséquences de tels phénomènes.

Hors enceinte de confinement

De l'hydrogène produit dans le BR peut migrer dans les autres bâtiments auxiliaires au travers des fuites des traversées enceintes et des circuits qui y sont connectés.

(..)

Bâtiments auxiliaires

Du fait des fuites de l'enceinte du BR vers les bâtiments périphériques, une augmentation de la concentration d'hydrogène et du risque H2 dans ces locaux est possible en accident grave. Une étude a cependant montré que compte tenu du faible débit de fuite du BR vers ces locaux et de leur volume important, la concentration moyenne d'hydrogène dans ces locaux reste très inférieure au seuil d'inflammabilité ce qui exclut tout risque lié à une combustion globale de l'hydrogène.

Estimation des doses

Par conception :

Les premières estimations faites par EDF donnent des valeurs de débits de dose de l'ordre de 1 mSv/h à une distance de 20 m du bâtiment combustible, à une hauteur du sol de 1 m et pour une hauteur d'eau d'environ 50 cm au-dessus des assemblages combustible pour une puissance résiduelle en piscine maximale correspondant à un état Arrêt Pour Rechargement (APR) / Réacteur Cœur Déchargé (RCD). Le débit de dose serait inférieur à 1 mSv/h pour une puissance en piscine correspondant aux états hors (APR/RCD) »

COMMENTAIRE

Batiment combustible : si on se borne à la radiolyse, il est clair qu'avec une bonne ventilation c'est gagné s'il n'y a pas arrêt de l'alimentation électriques, sachant que l'alimentation des piscines n'est pas secourue.

Tout de même EDF envisage l'arrêt plus ou moins prolongé de la ventilation et étudiera le problème, important hors accident.

De toute façon, à Fukushima, ce n'est pas la radiolyse qui a conduit aux explosions, mais bien la réaction d'oxydation du zirconium. En effet, elle démarre vers 700°C, est très exothermique et vers 1200°C difficile à stopper

EDF reconnaît « *Lors du phénomène physique d'oxydation des gaines, la réaction entre le zirconium des gaines et la vapeur d'eau produirait de l'hydrogène en quantité suffisamment importante pour dépasser le seuil d'inflammabilité.* »

Mais affirme finalement, en séquence accidentelle pour le bâtiment combustible que « *compte-tenu des moyens mis en œuvre pour éviter le découlement des assemblages combustible, le risque de production d'hydrogène par oxydation des gaines de zirconium est écarté.* »

Fukushima nous impose de vérifier de façon plus approfondie car le bâtiment n'est pas bunkérisé, son alimentation électrique n'est pas garantie et son instrumentation non plus.

Bâtiment réacteur :

- Pour les 900 MWé, le problème de petite brèche par manque de refroidissement des joints des pompes primaires est soi-disant réglé par le remplacement de ces joints par d'autres appelés « joints haute température », mais des tests sont encore à mener.

- La place des recombineurs est encore à l'étude car l'enceinte est un grand volume d'environ 50000 à 70000 m³ mais encombré de nombreux équipements. Une instrumentation est prévue sur 2 recombineurs pour déceler la présence d'hydrogène.

- Il est aussi prévu une détection de l'arrivée du corium dans le puits de cuve.

- Il existe cet ultime secours U5, non classé IPS donc non secouru en cas de perte d'alimentation, et en plus, sur les 900, insuffisant comme l'annonce EDF :

« *Sur le palier 900, un filtre à sable est installé par paire de tranche. Le conditionnement de la ligne d'éventage peut être assuré par l'une ou l'autre des tranches. Le conditionnement n'est perdu que si les deux tranches sont en situations de perte totale des alimentations électriques secourues.* »

Rupture de l'enceinte par traversée du radier par le corium

1- Les 2 réacteurs de Fessenheim ont un radier de 1,50m soit le moins épais du parc. EDF doit étudier des parades car :

Pour les 2 tranches de la centrale de Fessenheim, l'épaisseur du radier est de 1,50m de béton. Les estimations précédemment réalisées par EDF ont montré qu'avec cette épaisseur, dans ces situations très peu probables, la durée de percement serait dans les cas les plus pénalisants d'environ un jour.

Néanmoins, compte-tenu des incertitudes sur ces estimations, EDF a engagé l'étude détaillée de l'épaississement des radiers des deux réacteurs de Fessenheim, en vue d'une première réalisation avant mi-2013 sur la tranche 1.

2- Pour les autres réacteurs :

- En cas de percée de la cuve, le corium par interaction thermique et chimique attaque le béton du radier et cette décomposition engendre des gaz d'où une montée de pression et l'utilisation de U5.

- En cas de percée du radier => un apport d'eau sur le corium peut ralentir le processus.

De toute façon les études sont toujours en cours et Fukushima sera un élément de la réflexion.

PARTIE CHIMIQUE

Les installations présentes sur le site, soumises à autorisation et présentant un impact éventuel sur l'intervention du personnel et l'organisation en situation de crise sont le poste d'hydrazine, les diesels de tranche et l'entreposage fuel pour les diesels de secours et la chaudière auxiliaire.

Pour les 900 et 1300

« **Poste d'hydrazine :**

Présentation des Caractéristiques physico-chimiques

L'hydrate d'hydrazine est un produit stable stocké à 55% et modérément inflammable. Il est classé R45 (peut provoquer le cancer), R23/24/25 (toxique par inhalation, contact avec la peau et ingestion), R43 (peut entraîner une sensibilisation par contact avec la peau), R50/53 (très toxique pour les organismes aquatiques, peut entraîner des effets néfastes à long terme pour l'environnement).

()

Risque résiduel engendré

Le risque à considérer est donc l'intoxication du personnel suite au déversement d'hydrate d'hydrazine du à la fuite sur l'un ou plusieurs des fûts.

Diesels

Risques résiduels engendrés

Les différents risques liés au diesel sont :

- L'incendie (flux thermique),
- La pollution des sols (hydrocarbures) et de l'air (fumées et vapeurs).

Pour les 1300

Station de monochloramine

Afin de limiter le risque sanitaire associé au risque d'amibes pathogènes, une injection de monochloramine dans les circuits de refroidissement est réalisée. La monochloramine est formée à partir d'hypochlorite de sodium (eau de javel) et d'ammoniaque.

Présentation des Caractéristiques physico-chimiques

L'ammoniaque est une base liquide stable stockée à 25%, corrosive et non inflammable. Elle est classée R34 (Provoque des brûlures), R50 (Très toxique pour les organismes aquatiques).

L'hypochlorite de sodium est un liquide corrosif, de couleur jaune vert très alcalin, complètement soluble dans l'eau et très toxique pour les organismes aquatiques. Il est classé R31 (au contact d'un acide, dégage un gaz toxique) et R34 (provoque des brûlures).

Risque potentiel engendré

L'ammoniaque liquide peut s'évaporer en ammoniac gazeux. Le risque à considérer est donc l'intoxication du personnel suite au dégagement d'ammoniac gazeux du à la présence d'une flaque d'ammoniaque.

L'hypochlorite de sodium ne présente pas de risques potentiels d'endommagement des bâtiments, d'incendie ou d'intoxication du personnel intervenant en situation de crise.

Dispositions prises

Les incompatibilités de ces deux produits avec d'autres produits stockés et livrés sur les CNPE ont été analysées et des dispositions constructives et organisationnelles ont été mises en place.

Des dispositions matérielles sont mises en place pour limiter la dispersion du nuage d'ammoniac.

(...)

Le déclenchement éventuel du PUI ammoniac demande des actions permettant de limiter les conséquences de la présence temporaire du nuage toxique. En effet, les actions réflexe relatives au relâchement d'ammoniac sur le site prévoient le confinement du personnel dans les locaux industriels et l'utilisation de masques à cartouche pour les membres de l'équipe de crise. »

COMMENTAIRE :

Ce chapitre donne une liste et une analyse des accidents dimensionnant un certain nombre de matériels, mais il manque principalement une analyse des difficultés pour accéder aux équipements de secours, difficultés qui ont été observées au Blayais en 1999.

Il est clair que cette partie est plutôt dévolue à la partie « Gestion de crise », mais la conception même des bâtiments et des équipements doit intégrer ce problème. Les équipes devront éventuellement se déplacer.

En cas de pertes des alimentations électriques internes et externes il faut prévoir des moyens manuels et donc un déplacement.

De toute façon il existe déjà des actions qui exigent des déplacements : pose de dalots de sols, mise en route des dégrilleurs, accès au Moyens Mobiles de Secours et déplacement des dits moyens.....

Et pour terminer cette revue rapide et ciblée : les scénarii accidents étudiés se déroulent en général très vite sur 3 à 7 jours grand maximum. Si on considère les diverses expériences, ce n'est pas le cas dans la réalité.

Il serait préférable de considérer que le déroulement accidentel sera long et de prévoir le gréement du site en conséquence.

En particulier les remarques de l'Office Parlementaire sur la formation des opérateurs doit être analysée :

« **OPESCT page 33 : Formation des opérateurs**

d) Les procédures de conduite et la formation des opérateurs

Les Procédures de conduite

La centrale doit pouvoir être pilotée de manière sûre en situation normale et en situation accidentelle. Pour cela, les exigences et les contraintes à satisfaire sont adaptées selon les types de situation.

• Principes de conduite normale

Les principes de conduite normale recouvrent le fonctionnement en puissance, en suivi de charge, ou l'arrêt et le démarrage du réacteur. Mais ils recouvrent également les événements non programmés n'entrant pas dans une classification incidentelle ou accidentelle.

Dans ce dernier cas, des conduites particulières doivent être appliquées par l'équipe de conduite en remplacement ou en support des consignes normales.

- *Principe de conduite incidentelle ou accidentelle*

Les règles de conduite ont pour objet la réduction des conséquences et la sauvegarde du cœur, par des actions à réaliser sur l'installation à partir des informations fournies par l'opérateur.

En cas d'accident grave, c'est-à-dire si la température en sortie de cœur dépasse 650°C, le fonctionnement du réacteur peut exiger une conduite inhabituelle, parfois même en contradiction avec la conduite normale.

La formation du personnel

Les opérateurs bénéficient d'une formation pratique et théorique de 2 ans dispensée par EDF, puis ils rejoignent un réacteur où ils sont encadrés par un opérateur expérimenté pendant une période complémentaire.

L'opérateur bénéficie ensuite de trois semaines de formation par an sur un simulateur, (...).

Mais la consolidation de la sûreté ne passe pas uniquement par les dispositions prises par les industriels et l'exploitant, elle se base également sur un arsenal de contrôle et de réexamen exigeant, couvrant l'ensemble des composantes de la filière. »

Il faut aussi bien définir les dégâts extérieurs : confiner des populations au-delà de 3 à 4 jours sera mission impossible. Quant à les évacuer, il faut prévoir les centres internes et externes et les rendre vivables en un temps bref. Ceci fait aussi partie des scénarii d'accidents.

Les mesures envisagées sont pour le site EDF et ne tiennent pas assez compte de l'environnement proche : comment vont réagir des opérateurs dont la famille doit être évacuée ?

Ce sujet est plus ou moins traité en annexe 1 : *Organisation de crise EDF.*

EDF chapitre 7 : CONDITIONS DE RECOURS AUX ENTREPRISES PRESTATAIRES

Le chapitre 7 consacré aux prestataires ne répond pas vraiment au questionnement ASN, plutôt axé sur les aspects sociaux organisationnels et humains.

42 pages sont consacrées au « volet national » et voici la définition EDF du terme « entreprise prestataire : « Afin d'éviter toute ambiguïté sur la portée du terme "entreprise prestataire", il est ici précisé que :

- une entreprise prestataire est titulaire d'un marché avec EDF (c'est le 1er niveau de sous-traitance)
- un sous-traitant est une personne physique ou morale qui s'est vue confier par l'entreprise prestataire une partie du marché conclu avec le maître de l'ouvrage [EDF].

- un intervenant prestataire, ou prestataire, désigne un salarié d'une entreprise dont le niveau de sous-traitance est quelconque (entreprise prestataire ou sous-traitant) »

Il est défini une politique industrielle bien résumée par l'inspecteur général pour la sûreté et la radioprotection (IGSR)

« La politique industrielle, qui s'appuie largement sur des entreprises prestataires, doit être renforcée. Les volumes de maintenance allant significativement augmenter ces prochaines années, les conditions doivent être créées pour tendre vers des relations « gagnant-gagnant » et s'adapter rapidement à ces circonstances et objectifs.

De tout temps, la politique industrielle d'EDF SA a confié une part importante de l'activité de maintenance à des entreprises prestataires de services. Cette sollicitation porte sur la maîtrise d'œuvre, EDF assurant en tous domaines la maîtrise d'ouvrage. Pour le parc nucléaire, le chiffre usuellement cité annonce une sous-traitance de l'ordre de 80%. Saisonnalité des chantiers, renouvellement des compétences (turn-over de 20 % par an), exigences croissantes pour les interventions dans le nucléaire, ces entreprises font face à des nombreux défis.

Dans le même temps, leur contexte comme celui d'EDF évolue fortement : directives européennes pour la passation de marchés, constitution de panel d'entreprises, augmentation du volume de maintenance des tranches. Ce dernier point s'explique par la conjonction de trois phénomènes : l'investissement lié à l'augmentation de la durée d'exploitation des tranches au-delà de 40 ans, le déploiement progressif de l'AP 913 (cf. chapitre 12) et la concentration accrue du nombre des visites décennales, lié à la pyramide des âges du parc. »

REMARQUE 1 : Il y a quelques affirmations pour justifier ce recours massif qui ne sont pas exactes :

- Le volume des maintenances va augmenter par suite du vieillissement des installations. Il convient dans ce cas d'avoir du personnel bien formé. Or, il n'est pas évident, dans ce cadre d'entreprises prestataires, que ce soit vraiment possible ;

- De plus EDF est sensée garder « en tous domaines la maîtrise d'ouvrages ». Il se trouve qu'elle sous-traite l'encadrement des chantiers de la mise en place à la vérification par une entreprise prestataire. Dans ces conditions il est peu probable qu'elle puisse vérifier leur bonne réalisation. Les inspecteurs de l'ASN sont d'ailleurs intervenus à ce sujet (voir annexe « extraits des lettres de suivi »)

- À noter également la remarque de l'IGSR

Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté et la radioprotection (EDF-2010)

Management de la sûreté (page 16)

« J'observe cependant que le nombre de non-conformités aux STE (Spécifications Techniques Exploitation) est en hausse cette année. L'analyse des résultats montre que les sites, même parmi les meilleurs, peuvent, en fonction d'un contexte particulier (volume important de travail, planning bousculé...), présenter des fragilités. Je note que les principales causes des écarts sont des documents inadaptés, des défauts de compétences ou une ligne de défense « contrôle », notamment technique, faible. »

REMARQUE 2 : « saisonnalité des chantiers » signifie quoi ?

- Maintenance périodique à effectuer sur tous les sites : la périodicité dépend des équipements

- Si le turn over est de 20% à EDF, il est à craindre qu'il soit au moins le même dans les entreprises prestataires : d'où les problèmes récurrents de formation ;

- La concentration accrue de visites décennales : curieux c'est depuis 1977, tous les 10 ans pour 58 réacteurs. Et depuis 1999 date du démarrage de Civaux, ces VD représentent entre 5 et 6 réacteurs arrêtés pendant 3 mois qu'il s'agisse d'une VD1, VD2, VD3. En ce qui concerne les VD4 cela reste une option EDF qui doit être confortée par des études de sûreté et de radioprotection.

REMARQUE 3 : Revenons sur la définition de cette notion entreprise prestataire. Cette entreprise titulaire du marché peut travailler avec d'autres entreprises à qui elle confie une partie du contrat. L'Office Parlementaire fait état de 7 niveaux de sous-traitance en cascade.

REMARQUE 4 : Comme on cherche à fidéliser un personnel de qualité pour des travaux pointus, comment concilier « prestataire » et emploi constant sur les centrales ?

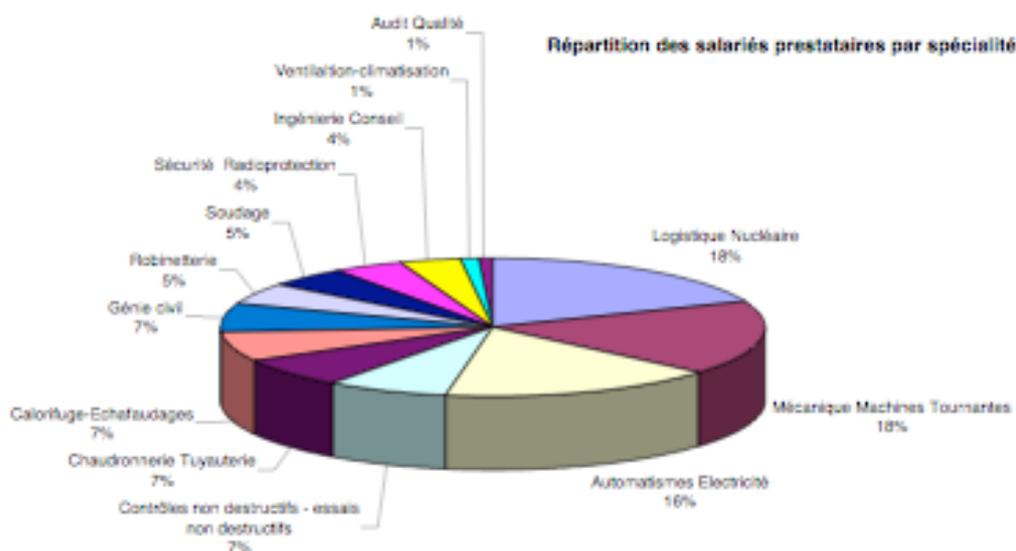
REMARQUE 5 : L'ASN fait effectivement des contrôles à l'occasion de ses inspections, mais ne délivre pas les agréments. A l'occasion de ses inspections elle peut vérifier les formations des prestataires et leur encadrement.

Répartition des activités sous-traitées intervenants (extrait n°7-page 8) :

« Chaque année, quelque 20 000 salariés extérieurs sont régulièrement mobilisés par les entreprises prestataires pour réaliser les travaux qui sont confiés à celles-ci sur les sites nucléaires. Près de 5000 de ces salariés interviennent sur un seul site nucléaire, les autres intervenant à un niveau régional (sur une plaque régionale) ou national. 18 000 d'entre eux interviennent en zone contrôlée.

Ils travaillent aux côtés des 10 000 salariés d'EDF qui assurent la maintenance quotidienne des unités en fonctionnement, la préparation, le pilotage et la vérification de la bonne exécution des interventions durant les arrêts programmés pour maintenance. »

La répartition des activités sous-traitées entre les différents corps de métier en 2010 est résumée sur le graphique ci-dessous.



Ces activités pourraient être gérées directement par EDF, en particulier les contrôles, la sécurité-radioprotection, ingénierie conseil, la logistique nucléaire...

En effet, dans la cartographie des activités (voir plus loin), il y a des activités qui ne relèvent pas de spécialistes pointus (secrétariat, logistique)

Evaluation des entreprises prestataires

La qualification d'une entreprise se fait à partir de Fiches d'Evaluation Prestataire (FEP). Ces fiches se font directement sur le terrain. L'ensemble du système de qualification est suivi par l'ASN qui ne qualifie pas mais exerce un contrôle soutenu.

Voici d'ailleurs un extrait d'une lettre de suivi sur le site de Cruas : Inspection n° INSSN-LYO-2011-0193 des 1er et 2 août 2011 - « Inspections de chantiers pendant l'arrêt du réacteur n°3 »

« Demandes d'actions correctives

Les inspecteurs se sont rendus sur le chantier de permutation des grappes de commande qui était en cours dans le bâtiment combustible. Les intervenants remplissaient un plan de qualité qui était en version projet, sans date ni validation. De plus, le point d'arrêt associé à la réalisation de la levée des préalables n'était pas validé, alors que les intervenants avaient largement commencé leur intervention.

Ces écarts constituent des non-conformités aux articles 8 et 10 de l'arrêté du 10 août 1984.

A1. Je vous demande de veiller à valider et dater les documents d'intervention ainsi que les points d'arrêts.

Les inspecteurs ont observé le chantier sur le remplacement des vannes repérées "REN 103 VP" et "REN 132 VP" au niveau du local repéré "W 217". Les inspecteurs ont constaté que les conditions d'accès au chantier n'étaient pas affichées. Ils ont également constaté que le saut de zone n'était pas présent au sol pour le port des surbottes. De plus, un des intervenants ne portait pas de casque.

A2. Je vous demande de veiller à l'application des consignes de sécurité et de radioprotection pour ce type de chantier.

Lors de leur visite, les inspecteurs ont constaté que la zone bleue au niveau du sas 0 m du réacteur n°3 ne présentait pas un état de rangement convenable. De nombreux objets étaient posés anarchiquement au sol (rouleaux de scotch, films vinyle...). Des échafaudages non identifiés ainsi que divers matériels étaient stockés devant des armoires électriques, bloquant totalement leur accès.

De plus, les sacs déchets présents au niveau du saut de zone n'étaient pas identifiés. Des surbottes usagées étaient mélangées à des gants en tissu, ce qui est contraire aux règles de tri.

A3. Je vous demande de veiller au rangement de cette zone.

Les inspecteurs ont constaté la présence d'un point chaud non signalé qui a sensiblement augmenté la dose de rayonnements reçue par les prestataires intervenant sur l'inspection télévisuelle des boîtes à eau des échangeurs du circuit de réfrigération à l'arrêt. Ce point chaud a ensuite été rapidement identifié suite à leur constat.

A4. Je vous demande de mettre en place une organisation qui garantisse la prise en compte d'éventuels points chauds. Vous me décrierez les actions entreprises à cet égard. »

Il serait particulièrement intéressant d'avoir la réponse d'EDF. Fin 2010, le nombre total d'entreprises prestataires de service qualifiée est de 499.

Passation de marchés

A noter que la durée moyenne des **marchés de maintenance** est passée de 3 ans en 2000 à 5 ans voire 6/7 ans. Quant aux marchés de modifications, ils ont généralement des durées longues, voire très longues puisque s'appliquant à tout le parc, de l'ordre de 10 ans

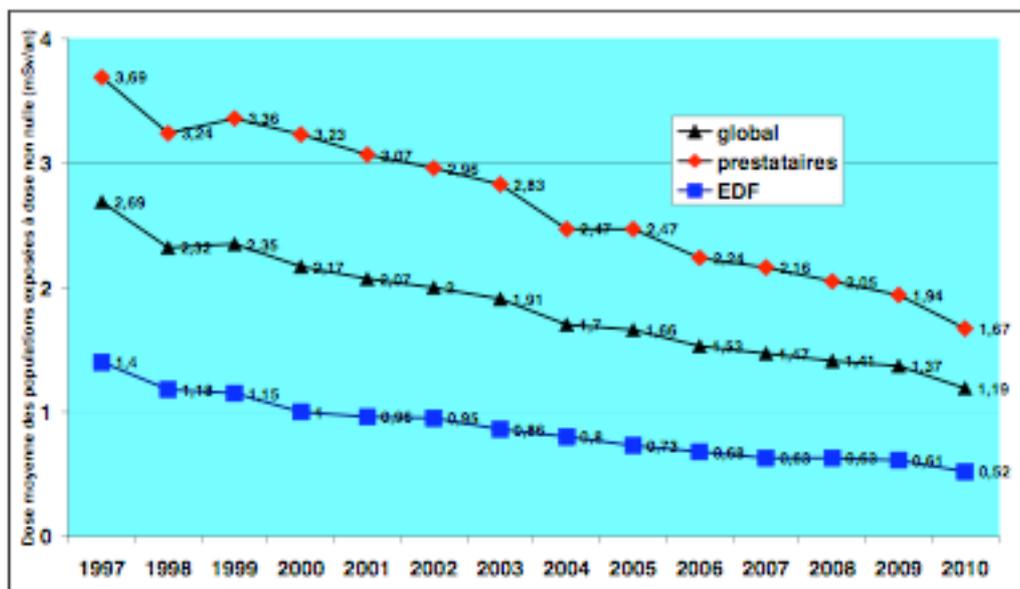
Il est alors fait une remarque qui est dérangeante car source de problèmes : « Ces marchés, de type non récurrent, ne font, en revanche pas l'objet de renouvellement. »

Comment se fait la passation des connaissances ? Et en plus est-ce que une telle opération relève de prestataires, pourquoi ne pas embaucher car des VD il y en a ?

En effet, il n'est pas certain que « une étude de risques qui vise à définir quelles seraient les conséquences d'un changement de titulaire. » soit pertinente. Et ce, même si EDF incite la nouvelle entreprise à réembaucher les salariés formés.

La radioprotection et les conditions de travail

Dose moyenne reçue par les intervenants sur le parc en exploitation par type de population : salariés prestataires, salariés EDF et population globale



Depuis 2001, aucune personne n'a dépassé les 20 mSv/an, et depuis septembre 2005, aucune n'a dépassé 18 mSv/an. En 2010, personne n'a dépassé 17 mSv/an, et seulement 3 intervenants ont reçu une dose supérieure à 16 mSv/an. En décembre 2010, 238 personnes ont reçu moins de 10mSv/an

Notons, cependant que les doses des prestataires sont en moyenne 3 fois plus élevées que celles des agents EDF. Ceci s'explique par le fait que diverses opérations (confiées aux prestataires) sont plus dosantes que d'autres, comme le montre le tableau ci-dessous (extraits EDF):

Spécialité	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010
Calorifugeur	5,74	5,86	4,32	3,84	3,60	3,31	3,09	3,20	2,88
Soudeur qualifié	3,33	3,08	2,65	2,75	2,32	1,77	1,86	1,89	1,68
Mécanique, Chaudronnerie	3,09	2,93	2,48	2,47	2,22	2,08	2,09	1,94	1,61
Contrôle Technique, Inspection	1,94	2,01	1,85	1,99	2,03	1,95	2,12	1,99	1,79
Électricité, Automatismes	0,93	0,87	0,89	1,03	0,86	1,01	1,05	1,03	0,92
Logistique chantier, Échafaudage	2,90	2,75	2,54	2,33	2,12	1,96	1,91	1,78	1,55

« Parmi ces métiers, 7 personnes ont dépassé le seuil de 16 mSv en 2009, et 3 personnes en 2010, mais toutes sont restées en dessous de 18mSv et donc sous le seuil réglementaire fixé à 20 mSv/an »

Il est clair que des efforts sont faits mais une enquête de terrain est nécessaire pour savoir comment sont préparés les chantiers, quelle formation réelle reçoivent les intervenants. Citons à ce sujet l'Office Parlementaire qui s'intéresse d'ailleurs autant au personnel EDF qu'au personnel prestataire :

extraits rapport OPECST juin 2011 page 27

« 2. Le facteur humain

Au-delà des indispensables protections contre les forces naturelles ou industrielles, la sécurité des installations nucléaires suppose aussi d'anticiper les perturbations potentielles induites par les interactions avec l'environnement humain. Ces perturbations d'origine humaine peuvent résulter soit de défaillances involontaires de l'organisation, soit d'actes agressifs intentionnels.

a) Le suivi des conditions de travail

Le pilotage de toute installation nucléaire doit intégrer en permanence deux contraintes : l'exigence de sûreté maximale, condition du droit à poursuivre l'activité, et l'optimisation de la disponibilité, condition de la rentabilité.

La sûreté, dont l'exploitant est le premier responsable, est indispensable au maintien de la confiance du public dans cette filière ; la disponibilité justifie économiquement la supériorité du nucléaire sur les autres sources de production d'électricité.

Ce double objectif impacte le travail des équipes, qui doivent constamment concilier respect des procédures et contrainte de temps. Il en résulte une tension et une fatigue, qu'il convient de surveiller pour éviter une baisse de vigilance et un risque de défaillance.

La qualité des conditions de travail constitue de ce fait un paramètre de la sûreté des installations. Et c'est là toute la justification de la compétence d'inspection du travail qui est reconnue à l'Autorité de sûreté nucléaire, dans les centrales nucléaires, par l'article 57 de la loi TSN.

Le contrôle exercé à ce titre par l'ASN concerne le respect de la réglementation du travail, la santé, la sécurité et la qualité de l'emploi des salariés d'EDF, de ses prestataires ou sous-traitants. Il est pratiqué lors de la construction, l'exploitation et le démantèlement des centrales nucléaires.

C'est dans ce cadre que l'ASN, suite à une enquête détaillée, a informé le parquet d'une sous-déclaration d'accidents sur le chantier de l'EPR par l'exploitant ou ses sous-traitants.

Dans les installations nucléaires autres que les centrales d'EDF, où l'ASN n'a pas directement cette compétence, elle veille néanmoins à mener son contrôle de sûreté en bonne intelligence avec les services de l'inspection du travail, ne serait-ce qu'au titre d'une nécessaire coordination dans le domaine de la radioprotection. »

Je pense que cette analyse devra être examinée avec beaucoup d'attention, car gérer l'humain correctement est un moyen de prévention pour éviter des incidents.

Axes d'amélioration

« EDF envisage de limiter à 3 les niveaux de sous-traitance, et ce dès le stade de l'appel d'offres. Chaque titulaire d'un marché signé avec EDF ne pourra ainsi s'autoriser que deux niveaux de sous-traitance. Ces dispositions ne modifieront pas les dispositions déjà en vigueur pour le contrôle des sous-traitants (accord

d'EDF sur les sous-traitants, dispositions relatives à la qualification des titulaires et aux contrôles de leurs sous-traitants, surveillance par EDF des activités confiées aux sous-traitants des titulaires).

EDF envisage de rendre plus contraignantes les dispositions figurant dans la Charte de progrès et de développement durable signée en 2004 entre EDF et 13 organisations professionnelles représentant les entreprises prestataires, ainsi que les avancées résultant du projet MOPIA, eu égard notamment aux conditions de travail des entreprises prestataires et de leurs salariés. Ce renforcement pourrait consister en une contractualisation de ces dispositions par l'introduction d'un « cahier des charges social » dans les appels d'offres et les marchés, qui reprendrait ces dispositions. »

Intéressant mais « limiter à 3 niveaux la sous-traitance » est-ce possible ?

Et des conditions plus contraignantes par cahier des charge : qui vérifiera ?

Voyons cette réflexion de bon sens de l'OPECST page 111 : « Si vos rapporteurs estiment que ces multiples difficultés résultant de la pratique de la sous-traitance devraient conduire à s'interroger sur la possibilité d'en réduire l'étendue, ils considèrent que la précaution la plus urgente concerne la limitation de la sous-traitance en cascade, dans la mesure où celle-ci aboutit à une opacité, potentiellement dommageable pour la sûreté des installations aussi bien que pour les conditions de travail des intervenants. »

Pour finir 9 à 10 pages sur le traitement des prestataires en local (opérations sous-traitées, maintenances, régulières, remplacement d'équipements, gestion des déchets, des appareils de mesures...), le contrôle interne EDF (liste des comptes-rendus de réunion de levée des préalables avec signalisation des points bloquants les travaux)

Ces divers points sont traités ou non selon les sites

Notons que la dosimétrie (écart entre prévisionnel et prévu) n'est pas un point bloquant les travaux. Par contre la cartographie des taches est bien longue, il est ajouté parfois la liste des entreprises locales.

Cartographies des opérations sous-traitées

1- Contrats nationaux récurrents

Examens non destructifs (END)

Circuit primaire : 25 thèmes => 16 entreprises

Production d'électricité : 2 thèmes => 3 entreprises

Supportage : 1 thème => 1 entreprise

Piscine désactivation : 1 thème => 1 entreprise

Process nucléaire

circuit primaire : 16 Thèmes => 12 entreprises

Electricité

matériels divers : 7 thèmes => 21 entreprises entreprises

Machines tournantes

divers turbines.... : 4 thèmes => 9 entreprises

Chaudronneries/robinetterie

divers : 8 thèmes => 13 entreprises

Logistique de production

Divers contrôles et surveillances : 6 thèmes => 13 entreprises

Contrôle commande

divers : 5 thèmes => 4 entreprises

Déchets et démantèlement

divers : 2 thèmes => 3 entreprises

Génie civil des ouvrages

étanchéité des bâtiments : 1 thème => 1 entreprise

2- Contrats régionaux récurrents

-Logistique de production : 6 thèmes

- Chaudronneries/robinetterie : 6 thèmes

- Génie civil des ouvrages : 7 thèmes

- Machines tournantes : 2 thèmes

- Electricité : 5 thèmes

- Contrôle commande : 1 thème

- Déchets et démantèlement : 2 thèmes

3- Contrats non récurrents

- Chaudronnerie : 11 thèmes
- Contrôle commande : 6 thèmes
- Gestion des déchets : 2 thèmes
- Electricité : 8 thèmes
- Génie civil : 12 thèmes
- Logistique : 1 thèmes
- Machines tournantes : 6 thèmes
- Process nucléaire : 8 thèmes

Tous les secteurs sont couverts : certains relevant plus d'EDF que d'autres.

A surveiller étroitement : une étude est menée par l'ASN. Les CLI s'intéressent à ce sujet qui peut impacter fortement la sûreté et par suite la santé et l'environnement.

COMMENTAIRE

Ce chapitre sur les prestataires n'est pas du tout adapté à la gestion de crise.

Il y a toujours des prestataires sur un site qui s'occupent de chantiers importants. Qu'a-t-on prévu ?

De les incorporer dans les équipes ?

Il faudra donc les former pour qu'ils puissent être efficaces et être au courant des divers dangers

EDF chapitre 8 : SYNTHÈSE ET PLAN D' ACTIONS

La seule partie s'appliquant au site est le tableau annexé :

Liste détaillée des études et dispositions complémentaires envisagées dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté. Cette liste détaille les sujets : séisme, inondation, alimentation électrique, décliné selon des objectifs de renforcement des points considérés : appoint en eau, appoint en électricité, optimisation de conduite, optimisation et renforcement gestion de crise, renforcement des protection contre accidents de fusion de coeur, approfondissement des connaissances et pour finir optimisation des relations avec les prestataires

L'introduction éclaire le reste du propos :

« Les enseignements directs à tirer de l'accident de Fukushima du 11 mars 2011 portent sur la robustesse des sites nucléaires vis-à-vis des aléas naturels (séisme et inondation en l'occurrence), à la fois en termes de protection préventive des installations contre ces aléas et de maîtrise des situations accidentelles qui, malgré tout, pourraient en résulter. Le volet socio-organisationnel et humain, tant pour les salariés EDF que pour les entreprises prestataires, est également un élément clef. »

Il est redit ce que nous avons souligné dans notre « rappel historique » :

« il faut bien noter que dans sa démarche, EDF a retenu une approche graduée dans les objectifs de sûreté poursuivis, en respectant le concept de défense en profondeur qui est la base de la sûreté nucléaire (succession de lignes de défense) »

Bien évidemment il est acté qu'actuellement il a déjà des démarches existantes pour parer aux problématiques séismes et inondations.

Par contre quelque soit le site (palier 900, 1300 ou 1450) il est écrit :

« Enfin, il faut noter que, dans le cadre des études engagées depuis 2008 pour le prochain réexamen de sûreté qui sera effectué lors de la troisième visite décennale du palier 1300MW et, plus largement, dans le cadre des réflexions engagées pour la poursuite de l'exploitation des réacteurs significativement au-delà de quarante ans, un réexamen des lignes de défense était déjà en cours avant la présente ECS. »

Et pourtant il est déjà mis en oeuvre un réexamen de sûreté des réacteurs 900 MWe dans le cadre de leur troisième visite décennale. Mais ce réexamen commencé en 2002 (préparation des premières VD3) n'avait pas de volet pour une exploitation au delà de 40 ans.....

En ce qui concerne les « Résultats de l'évaluation pour le domaine réglementaire de sûreté » :

« la présente Evaluation Complémentaire de Sûreté montre une bonne robustesse de l'état de sûreté des réacteurs de Fessenheim vis à vis de leur domaine réglementaire de sûreté. »

et au-delà de ce domaine :

« Les analyses détaillées effectuées dans les chapitres précédents du rapport montrent qu'en ce qui concerne les moyens préventifs de protection des installations contre les effets d'un séisme et d'une inondation, le niveau de robustesse actuel procure une marge satisfaisante au-delà du dimensionnement.

Ces analyses montrent également une bonne robustesse des moyens de secours en place en cas de perte totale et cumulée des sources électriques et de refroidissement, en particulier compte tenu du nombre de lignes de défense prévues à la conception et supposées perdues de façon déterministe dans les scénarios les plus pénalisants de la présente évaluation.

Enfin, pour les accidents graves extrêmes, ces analyses confirment l'apport que constituent, en termes d'intégrité de l'enceinte et donc de protection des populations vis-à-vis d'éventuels rejets radioactifs, les moyens mis en place suite aux accidents de TMI et Tchernobyl. »

Somme toute, il n'y a qu'à continuer. C'est aller un peu vite en ne considérant pas les problèmes de vieillissement des métaux et des bétons sous irradiation et en ne faisant pas une analyse des inspections et de la prise en charge des demandes de l'ASN (voir quelques extraits ci-après)

Il est cependant acté :

- que les divers moyens matériels (diesels, supplémentaires, renforcement des tenue au séisme, réservoirs d'eau, instrumentation, ...) évoqués dans les chapitres précédents devront être étudiés et mis en place

- que les conditions d'intervention des personnels devront tenir compte du contrôle et de la protection radiologique ainsi que de leurs conditions de vie associées à un système de communication.

Les moyens à associer seront précisés au delà de ce rapport, 3 volets seront investigués :

« -assurer le caractère opérationnel en cas de séisme du Bâtiment de Sécurité actuel (BDS du site). Cependant, même après cette action, ce bâtiment actuel ne permettrait pas de gérer dans la durée une crise de l'échelle considérée dans les ECS ;

-étudier un bâtiment de gestion de crise de proximité (poste de commandement avancé, le plus proche possible des tranches et suffisamment vaste et équipé pour gérer dans la durée une crise à l'échelle du site tout entier),

-étudier une base arrière (quelques kilomètres du site) permettant à la FARN d'organiser sereinement sa logistique d'intervention (base d'appui à la gestion de la crise) ».

C'est sûr que ce sera important pour gérer les crises, mais souhaitons-en le moins possible.

Et on termine en beauté sur les aspects socio-organisationnels et humains qui traite principalement des marchés et il est « envisagé » par EDF « de limiter à 3 les niveaux de sous-traitance et ce dès le stade de l'appel d'offre. »

Mais on y parle aussi de radioprotection : suivi des chantiers, suivi de la dosimétrie et qualification des intervenants.

et environ 5 pages d'actions déjà déclinées dans les chapitres précédents sur chaque site à court, moyen et long termes.

Par contre la gestion lors des accidents graves n'est pas abordée, en particulier comment gérer des équipes dans la durée. De même l'impact sur la sûreté du recours aux prestations de service n'est pas du tout évoqué.

EDF Annexe 1 : ORGANISATION DE CRISE

Shéma OPECST des PUI et PPI

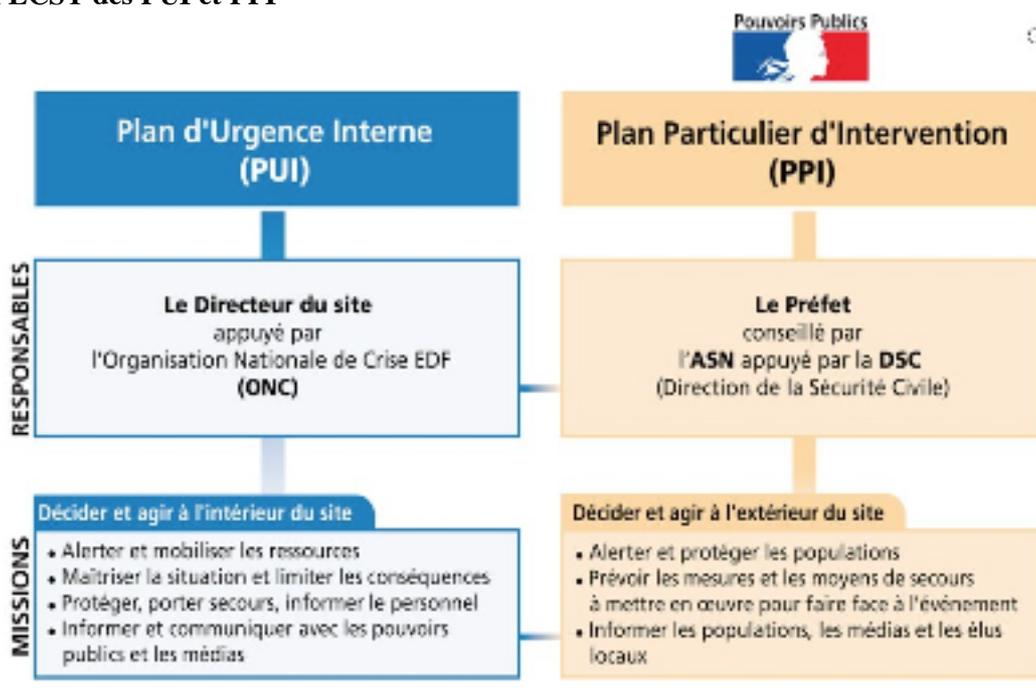
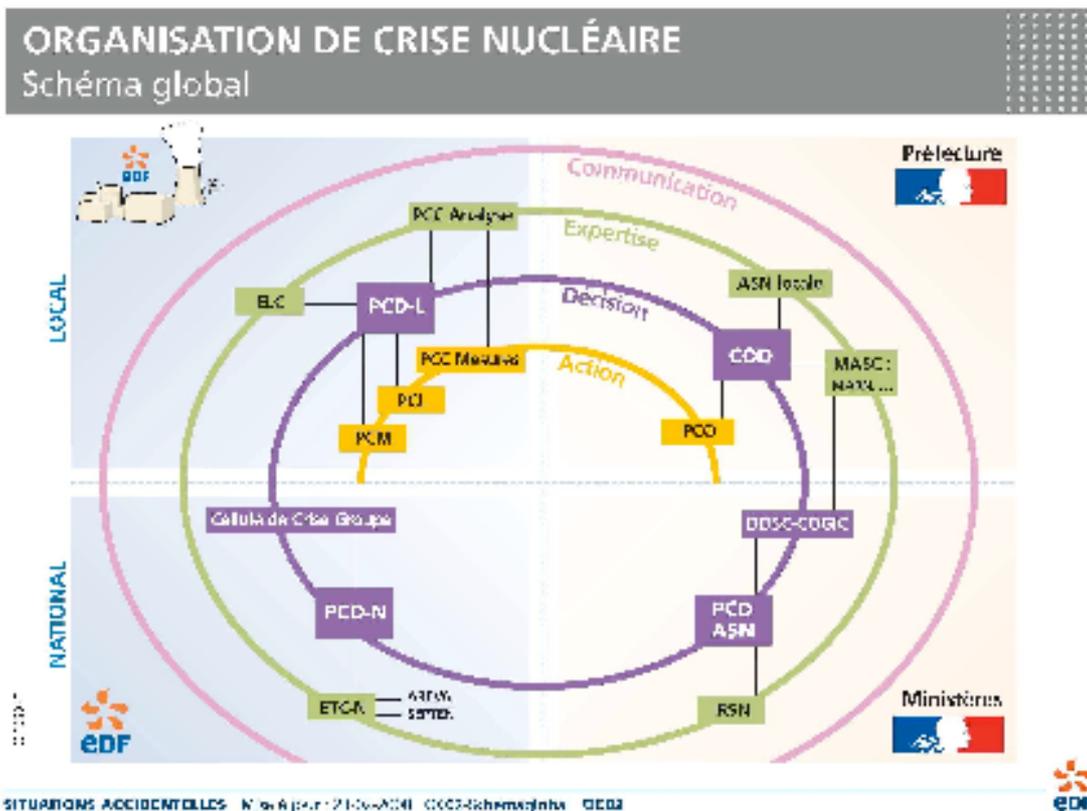


schéma PUI-EDF



(PC) et d'une équipe locale de crise qui assurent les différentes missions décrites ci-dessus.

EDF reprend les schéma PUI , PPI.
Il est pointé (A1-page 17) :

« Afin de fiabiliser ces différents moyens de communication, l'étude du renforcement de quelques liaisons stratégiques avec des moyens de communication d'une autonomie renforcée, et résistant au séisme et inondation (i.e. totalement indépendants des moyens de communication filaires) est engagée. Ces liaisons seront classées en catégorie 1 renforcée. »

et la création d'une « Force d'Action Rapide Nucléaire » ou FARN.

EDF conclut cette revue en ces termes :

« La gestion de crise est l'ensemble des modes d'organisation, des techniques et des moyens qui permettent à une organisation de se préparer et de faire face à la survenance d'une crise puis de tirer les enseignements de l'évènement pour améliorer les procédures et les structures dans une vision prospective.

Pour faire face à ces types d'agressions et au titre de la législation, l'exploitant a mis en place une réponse organisationnelle pour gérer l'évènement.

L'organisation de crise est suffisamment robuste et « tout terrain » afin qu'en présence d'évènement non prédictible, ne rentrant pas dans un schéma préétabli en terme d'aléa et de critères de déclenchement, le site puisse mettre en œuvre l'organisation PUI en l'adaptant autant que de besoin en fonction de l'agression potentielle ou réelle. »

Bizarre définition de la gestion de crise

EDF Annexe 2 : « Force d'Action Rapide Nucléaire » ou FARN

Définition EDF :

« Dans ses premières analyses qui ont suivi l'accident de Fukushima, EDF a constaté la nécessité d'enrichir son organisation de crise par un dispositif national capable d'apporter rapidement une aide matérielle et humaine à un site en grande difficulté.

Ce dispositif, désigné par l'acronyme FARN (Force d'Action Rapide Nucléaire) est en cours de construction (avec un début de mise en oeuvre en 2012) sur la base des attendus suivants :

- -intervenir au bout de 24 h, en continuité et en relève des équipes de quart de conduite qui auront assumé les actions d'urgence du site concerné dont les infrastructures d'accès pourront être partiellement détruites ;

- -agir en autonomie pendant plusieurs jours (ce qui implique des capacités logistiques en support dans le domaine de l'alimentation et du couchage notamment) sur un site partiellement détruit (bâtiments tertiaires non sismiques par exemple), dont l'ambiance pourrait être radioactive, voire touchée par des pollutions chimiques sur certains sites ;

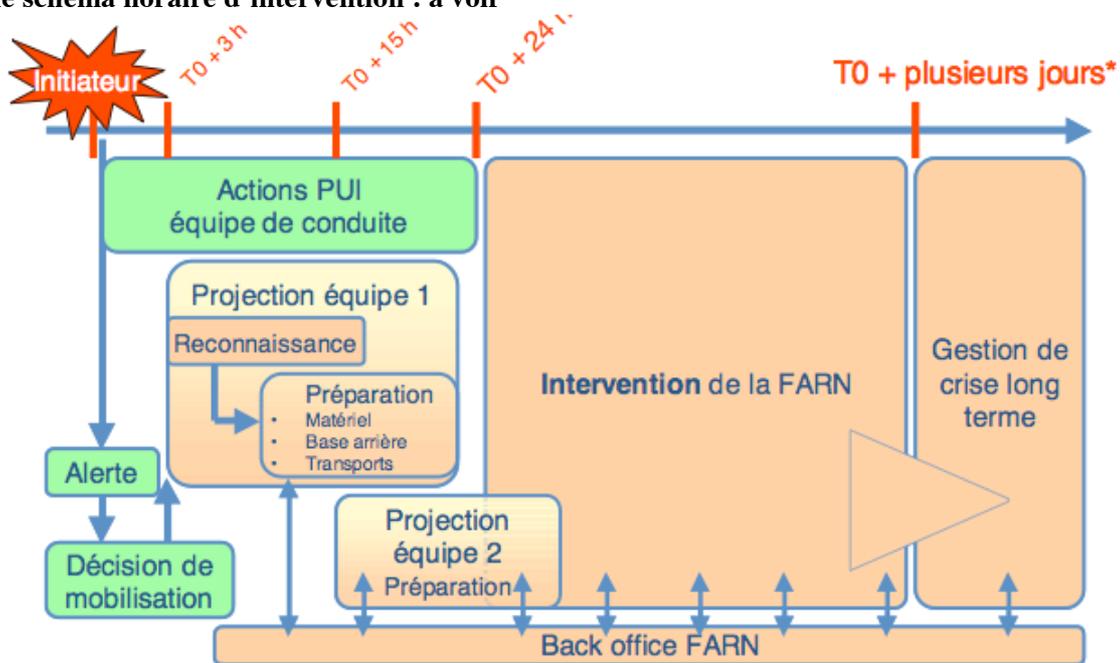
- -déployer des moyens lourds de protection ou d'intervention, uniques pour le Parc, dans un délai de quelques jours ;

- -assurer une liaison permanente avec la Direction de l'entreprise, la Direction et les équipes du site ainsi que les pouvoirs publics locaux pour pouvoir gérer et coordonner les interventions ;

-préparer la durabilité de ses actions au delà des premiers jours d'autonomie dans l'éventualité d'une crise de longue durée. »

Et comment interviendra cette force ? il y a intérêt à régionaliser, mais avec 14 réacteurs sur le Rhône, 14 réacteurs sur la Loire ?

Voici le schéma horaire d'intervention : à voir



* sera précisé en fin d'année 2011

EDF Annexe 3 : ORGANISATION DE LA RADIOPROTECTION ET DE LA SÉCURITÉ EN CAS D'AMBIANCE RADIOLOGIQUE SIGNIFICATIVE SUR UN CNPE

Voici le but de cette approche

Extraits d'EDF

« Synthèse :

Cette annexe présente les pistes d'étude qu'EDF va engager concernant l'organisation de la sécurité et de la radioprotection sur et autour d'un CNPE après un accident nucléaire sévère (type Fukushima) tant pour le personnel du CNPE que de celui de la FARN.

Basée pour partie sur le retour d'expérience de Fukushima, cette annexe présente une première analyse de l'organisation à mettre en place pour la gestion des accès dans la zone d'exclusion et sur le site, les conditions d'intervention des travailleurs (tenues, EPI, ...) et les moyens de contrôle à mettre en place.

Elle donne les premières orientations pour l'établissement d'une liste de matériels et outillages de radioprotection dont les sites (gestion des premières 48h) et la FARN devraient se doter pour intervenir dans les conditions les plus acceptables possibles. Les équipements définis sont à priori des équipements de base. Il convient, à partir de l'analyse de risque de l'intervention, de définir les moyens de protection complémentaires qui garantiront les conditions pour assurer la sécurité du personnel intervenant. »

Cette approche est destinée au CNPE. Il faudra l'articuler avec la gestion de crise externe et en particulier les PPI.

Toute action visant à améliorer un site ne peut être que bénéfique, mais attention à bien discuter avec les acteurs.

Il faudra peut être, comme le souligne IGSN, renforcer l'approche radiactivité et chimie

extrait rapport IGSN page 22

« Il me semble essentiel d'apporter des éclairages sur l'allongement de la durée d'exploitation à 60 ans dans le domaine de la radioprotection. Cet exercice va s'imposer pour l'instruction du Groupe Permanent Radioprotection qui se tiendra en 2011. Les exigences réglementaires et les ambitions managériales évolueront obligatoirement sur les 30 prochaines années, la technologie aussi. Ne faut-il pas dès à présent prendre des options techniques ? Par exemple, certaines interventions dosantes ne justifient-elles aujourd'hui de réexaminer leur automatisation ? Je pense à l'accès aux boîtes à eau des générateurs de vapeur, ou aux décontaminations de circuits avant des interventions de maintenance en arrêt de tranche.

La performance en radioprotection opérationnelle ne tient pas seulement à la conception mais aussi à la considération du « terme source ». Ce dernier dépend très fortement des options retenues pour la chimie du circuit primaire, qu'il s'agisse de la qualité de l'acide borique, de l'oxygénation du circuit primaire avant un arrêt de tranche, de décontaminations préventives de circuits et matériels, ou encore de l'injection de zinc.

Je m'étonne encore une fois de constater la considération insuffisante des métiers de la chimie dans l'exploitation et la radioprotection des tranches du parc. Cela touche le circuit primaire, mais aussi les circuits secondaires et auxiliaires. Je sais que des réflexions ont été menées par la DPN, je suivrai avec attention les évolutions concrètes » sur le terrain.

... et par ailleurs rappeler les fondamentaux de la radioprotection et signaler les points à approfondir :

« Les pistes d'étude à engager doivent prendre en compte les deux facteurs principaux que sont la sévérité d'un incident et sa durée.

Parmi les points qui nécessiteront un approfondissement :

– l'amélioration de la formation de personnels utilisateurs d'équipement de radioprotection,

– l'augmentation préventive du stock de dosimètres actifs,

– la mise à disposition de matériel mobile en complément des réseaux fixes pour étendre rapidement la couverture de mesure environnementale. »

Ces points s'appliquent aux personnels dans son ensemble (personnels EDF et prestataires)

Il faudra tout de même veiller à la prise en charge des prestataires. Citons encore le rapport de l'OPECST (Page 111)

« Enfin, l'externalisation pose **le problème de la traçabilité du suivi radiologique des intervenants de l'entreprise sous-traitante**, notamment lorsqu'il s'agit de travailleurs se déplaçant de site en site. En effet, alors que les personnels EDF ou Areva sont soumis au contrôle du médecin du travail de leur établissement, ceux des sous-traitants dépendent, sauf exception, pour leur suivi médical, d'un médecin du travail basé dans leur lieu d'origine, ce qui peut constituer un obstacle majeur à un contrôle radiologique efficace. **Aussi, vos rapporteurs estiment nécessaire la mise en place d'un correspondant-référent de la médecine du travail pour chaque site, chargé de la vérification du dossier de santé des intervenants.** »

COMPLÉMENTS A L'ANALYSE DES RAPPORTS EDF EXTRAITS DES LETTRES DE SUIVI D'INSPECTION

Un avis interne à EDF sur l'ASN et ses contrôles.

Inspection Générale Sûreté Nucléaire - EDF (IGSN), page 37

Cette année encore, je tiens à rappeler l'importance d'avoir une filière indépendante de sûreté, reconnue et écoutée. Si tel est le cas sur plupart des sites, des disparités perdurent et je note encore une prise en compte insuffisante des recommandations, émises localement ou par l'Inspection nucléaire de la DPN. Il convient de s'interroger sur les raisons de ces renoncements, car elles sont autant de freins à l'amélioration de la sûreté.

Pour les évaluations des unités de la DIN par MAE et de la DPN par l'Inspection nucléaire, je note que des domaines d'évaluation ne sont pas aujourd'hui couverts à cause du manque d'inspecteurs. Ces domaines sont en lien direct avec la sûreté comme la chimie, les modifications des matériels, ou encore l'environnement. Je regrette que cette ligne de défense, qui montre sa pertinence depuis de nombreuses années, soit affectée.

Présentation de Lettres de suivi

Le premier choix s'est porté sur une inspection de chantier, le deuxième sur le respect d'engagement d'actions, le troisième sur des inspections « post-Fukushima » et le quatrième sur le séisme.

La lecture de ces lettres de suivi est très intéressante. En effet, on peut constater que des manquements plus ou moins graves existent :

- La visite de chantier est l'occasion de faire remarquer :

Un certain nombre de problèmes liés aux contrôles radiologiques => balisages et dispositif de contrôle pied et main, les conditions d'accès en zone

« Le CNPE de Bugey devait progresser sur la qualité du balisage des zonages radiologiques, sur la traçabilité des déchets technologiques issus des chantiers et sur l'organisation des zones réservées au transfert de matériel hors de la zone contrôlée. »

« : Je vous demande, lorsque le dispositif de contrôle des mains et des pieds (CMP) est hors service, de mettre en place une procédure adaptée pour l'usage des dispositifs provisoires de contrôle et de veiller particulièrement à ce que cette procédure soit bien appliquée par les agents. »

- Les fiches de suivi à Saint Laurent

« Cependant, des progrès doivent encore être accomplis par le site de Saint-Laurent en ce qui concerne le respect des échéances et la rigueur relative à la traçabilité des différentes étapes du processus de suivi d'une action. Les inspecteurs ont demandé au site de poursuivre ses efforts concernant l'amélioration de son organisation en matière de suivi des actions et de préciser ses exigences dans ce domaine. Afin d'améliorer la vision du site sur ce processus de suivi des actions, les inspecteurs estiment que la mise en place d'indicateurs de suivi serait pertinente. »

- Les visites ciblées « après Fukushima »

1- Cattenom

A- alimentation électrique :

**Conformité de montage de câbles : « Demande IA3 : Je vous demande de vous engager sur un programme de contrôle et de remise en conformité complète de l'ensemble des raccords du site, ainsi que sur des mesures compensatoires jusqu'à la remise en conformité du matériel. Vous me fournirez une analyse de risque associée aux délais proposés ; »*

**Écart sur une remise en conformité non achevée : « Par ailleurs, vous avez indiqué aux inspecteurs que cette situation d'écart était connue du site et que la remise en conformité était programmée mais non achevée. (...) »*

B- Le séisme : les consignes ne sont pas suivies, les analyses de vérification sur les matériels pour éviter qu'un matériel IPS soit détérioré sont à concrétiser : 3 écarts à corriger.

2- Gravelines

L'inspection du 22 septembre 2011 a porté sur l'organisation générale mise en place concernant l'aléa séisme, l'instrumentation de mesure sismique, les dispositions préventives afin de minimiser l'impact d'un tremblement de terre dites « démarche séisme événement » et les modifications en cours afin de garantir la tenue des bâtiments et équipements existants à cette agression naturelle. Une visite de terrain a été réalisée en salle de commande du réacteur n° 1, sur certains des capteurs mesurant l'intensité des séismes et sur leur baie d'acquisition. Un exercice de simulation visant à apprécier la réactivité du site, en cas de séisme d'intensité supérieure au demi-séisme de dimensionnement (DSD), a également été effectué.

L'inspection a fait l'objet d'un constat d'écart notable portant sur le non respect des prescriptions, concernant l'entretien de l'instrumentation sismique, fixées par la règle fondamentale de sûreté n°I.3.b "Instrumentation sismique". En effet, un des capteurs sismique n'a pas fait l'objet d'une vérification annuelle en 2010 et un autre présente un défaut électrique non traité depuis plus d'un an. De plus, ces anomalies n'ont pas été suivies conformément au processus de traitement des écarts en vigueur pour le matériel classé Important Pour la Sûreté (IPS).

Et deux demandes importantes dont on ne connaît pas la réponse

Demande A2

- Je vous demande de prendre des dispositions afin d'assurer la maintenance et l'étalonnage de l'instrumentation sismique avec la même rigueur que les autres équipements IPS et de traiter les écarts la concernant conformément à la DI 55.

Demande B2

- Je vous demande de m'indiquer quel est le niveau de qualification au séisme des murets de protection contre l'inondation situés à l'Est et à l'Ouest du site, ainsi qu'entre les différentes stations de pompage.

BUGEY

1- Inspection n° INSSN-LYO-2011-0091 des 2, 3 et 17 mars et 3 avril 2011

Thème :« inspection de chantier : arrêt du réacteur n°4 pour visite décennale»

Synthèse de l'inspection

L'inspection du CNPE du Bugey des 2, 3, 17 mars et 3 avril 2011 concernait la gestion des activités de maintenance associées à la troisième visite décennale du réacteur n°4. Les inspecteurs ont effectué des visites de chantiers présents, notamment, dans le bâtiment du réacteur n°4, dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires et dans la salle des machines du réacteur n°4. Les inspecteurs ont examiné l'organisation des chantiers, leur surveillance et leur documentation.

Au vu de cet examen, les inspecteurs ont constaté que le CNPE de Bugey devait progresser sur la qualité du balisage des zonages radiologiques, sur la traçabilité des déchets technologiques issus des chantiers et sur l'organisation des zones réservées au transfert de matériel hors de la zone contrôlée.

A. Demandes d'actions correctives

Lors de la journée d'inspection du 3 mars 2001, le dispositif de contrôle des mains et des pieds (CMP) était hors service. Il a été remplacé par un dispositif de contrôle des pieds et deux dispositifs de contrôle des mains (MIP10), un pour chaque main. Les inspecteurs ont constaté que la pratique de contrôle, par l'usage de ces dispositifs de remplacement, était inhomogène selon les agents et parfois les dispositifs MIP10 destinés au contrôle des mains étaient utilisés pour les pieds.

***Demande A1** : Je vous demande, lorsque le dispositif de contrôle des mains et des pieds (CMP) est hors service, de mettre en place une procédure adaptée pour l'usage des dispositifs provisoires de contrôle et de veiller particulièrement à ce que cette procédure soit bien appliquée par les agents.*

Lors de la journée d'inspection du 3 mars 2001, dans le bâtiment du réacteur n°4, l'accès au niveau – 3,50 mètre était limité à 10 personnes dans certaines zones en raison du rétrécissement du passage dans les escaliers d'accès. La limitation d'accès est un mode de gestion qui doit s'accompagner de contrôles. Lors de l'inspection, les inspecteurs ont pu dénombrer plus de 10

personnes.

Demande A2 : Je vous demande de veiller au respect et au contrôle des conditions d'accès aux zones ou aux chantiers dont le nombre de personnes est limité.

Lors des journées d'inspection des 3 et 17 mars, les inspecteurs ont constaté que plusieurs sauts de zone étaient présents alors qu'aucun affichage des conditions d'accès et d'identification d'un chantier n'était présent. Cela concernait un saut de zone présent au niveau -3.5 mètre dans le local R121 et un saut de zone au niveau 20 m à proximité du chantier de contrôle des visseries des équipements internes inférieurs.

Demande A3 : Je vous demande de veiller au respect du balisage des chantiers et plus particulièrement à l'utilisation des sauts de zone dans ce cadre.

Lors de la journée d'inspection du 3 mars 2011, les inspecteurs ont constaté que la zone dite FME autour de la piscine du bâtiment du réacteur n°5 était particulièrement encombrée et présentait des déchets (papiers, plastiques) répandus sur le sol.

Demande A4 : Je vous demande de veiller à l'entretien régulier de la zone FME autour de la piscine du bâtiment du réacteur, même lorsque l'état des activités en cours ne requiert pas l'application stricte des dispositions liées au zonage FME.

Lors de la journée d'inspection du 17 mars 2011, les inspecteurs ont constaté que la zone réservée au transfert de matériel hors de la zone contrôlée présente dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires dite zone « DI82 » ne présentait aucune délimitation physique, ni d'affichage des consignes particulières d'une telle zone telles que le port des sur-bottes. De l'eau était présente au sol de cette zone, ramenée de l'extérieur à l'occasion des entrées et sorties de matériels et de déchets. Sans délimitation, ni port de sur-bottes, les personnes présentes en zone contrôlée et les personnes provenant de l'extérieur marchaient sur cette même zone mouillée, ce qui constituait un vecteur de contamination possible de l'intérieur vers l'extérieur.

Demande A5 : Je vous demande de revoir l'organisation de la zone « DI82 » présente au niveau 0 m du bâtiment des auxiliaires nucléaires et particulièrement de vous assurer que les conditions de maîtrise de propreté de cette zone sont respectées.

Lors de la journée d'inspection du 17 mars 2011, les inspecteurs ont souhaité consulter les relevés quotidiens de cartographies réalisés par l'agent « DI82 » dans les zones du bâtiment des auxiliaires nucléaires commun aux réacteurs n°4 et n°5, dans le local de stockage des générateurs de vapeur usés et dans le bâtiment combustible du réacteur n°5. Ces relevés n'ont pas pu être présentés car ils n'avaient pas été formalisés et l'agent en charge des zones dites « DI82 » était seul pour une charge de travail habituellement confiée à deux agents.

Demande A6 : Je vous demande de vous assurer que l'organisation de la surveillance des zones dites «DI82» soit menée avec les ressources humaines nécessaires à l'accomplissement des missions de contrôle et de surveillance dont elles ont la charge.

Lors de la journée d'inspection du 17 mars 2011, les inspecteurs ont consulté les fiches suiveuses des déchets technologiques présents dans la zone de tri des déchets au niveau 0 mètre du bâtiment des auxiliaires nucléaires des réacteurs n°4 et n°5. Ils ont constaté que celles-ci n'étaient pas renseignées de manière équivalente et que sur certaines fiches des informations étaient manquantes : absence d'identification de la nature des déchets, absence de vérification de premier niveau, etc....

Demande A7 : Je vous demande de veiller à la complétude des fiches suiveuses des déchets technologiques collectés à l'occasion des différents chantiers et à la bonne vérification de ces fiches par les agents compétents.

Lors de la journée d'inspection du 17 mars 2011, sur le chantier relatif au supportage d'une pompe du circuit de traitement des effluents primaires, où l'intervention portait sur la vanne repérée «9 TEU 168VP», les inspecteurs ont relevé un défaut d'affichage des conditions d'accès au chantier tant sur le plan des conditions radiologiques que sur le plan de la sécurité et en particulier sur le port des protections auditives. De plus les inspecteurs ont relevé que l'ambiance sonore du chantier était importante que le simple port des bouchons en mousse par les intervenants ne paraissait pas être une protection adéquate.

***Demande A8 :** Je vous demande de vous assurer du respect de l’affichage des conditions d’accès au chantier sur la vanne repérée « 9TEU168VP » et de veiller à l’adéquation des protections auditives avec l’ambiance sonore du chantier.*

SAINT-LAURENT

2-Inspection n°INSSN-OLS-2011-0400 du 29 septembre 2011 « Respect des engagements »

Synthèse de l’inspection

L’inspection du 29 septembre 2011 avait pour objet de contrôler la gestion et le respect des engagements pris et des actions initiées par la centrale nucléaire de Saint-Laurent suite à des demandes de l’Autorité de sûreté nucléaire (ASN) ou à des événements significatifs pour la sûreté, la radioprotection ou l’environnement.

Tout d’abord, le site a présenté l’organisation en place pour suivre les engagements et les actions de progrès. Ensuite, les inspecteurs ont contrôlé, par sondage, une trentaine d’actions que le site s’était engagé à réaliser. Globalement, il apparaît que le traitement de fond des actions et des engagements est correctement réalisé. En effet, pour l’ensemble des dossiers contrôlés, les inspecteurs ont constaté que les actions réalisées répondaient correctement aux exigences définies dans la demande initiale. De plus, les inspecteurs ont estimé que la qualité de renseignement des fiches de suivi d’actions était satisfaisante.

Cependant, des progrès doivent encore être accomplis par le site de Saint-Laurent en ce qui concerne le respect des échéances et la rigueur relative à la traçabilité des différentes étapes du processus de suivi d’une action. Les inspecteurs ont demandé au site de poursuivre ses efforts concernant l’amélioration de son organisation en matière de suivi des actions et de préciser ses exigences dans ce domaine. Afin d’améliorer la vision du site sur ce processus de suivi des actions, les inspecteurs estiment que la mise en place d’indicateurs de suivi serait pertinente.

Cette inspection a fait l’objet d’un constat d’écart.

A. Demandes d’actions correctives

Processus de suivi des engagements et des actions de progrès

Le processus de suivi des engagements et des actions de progrès est décrit au travers de la procédure n° 310 (référence D5160-SD-PRO-310 indice 2 du 27/07/11). De plus, vos représentants ont indiqué aux inspecteurs qu’un « groupe technique sûreté » (GTS) avait récemment été mis en place afin de s’assurer, notamment, du respect de la procédure de suivi des actions et des engagements. De manière plus opérationnelle, un suivi est également effectué au niveau des services au cours des réunions d’équipes de direction de service (EDS). Pour l’ensemble des actions et engagements contrôlés, les inspecteurs se sont notamment attachés à vérifier le respect des échéances de réalisation des actions ainsi que la rigueur relative à la traçabilité des différentes étapes du processus de suivi des actions. (...)

Tout d’abord, les inspecteurs ont constaté que, pour de nombreuses actions de progrès (à l’état « closes » ou non), l’échéance de réalisation de l’action n’a pas été respectée. Ce point a fait l’objet d’un constat d’écart. Ces différents constats démontrent que l’organisation relative au suivi des actions de progrès reste perfectible.

***Demande A1 :** je vous demande de m’indiquer les mesures correctives que vous comptez mettre en place afin de vous assurer du respect des échéances de réalisation des actions, et d’améliorer la rigueur relative à la traçabilité des différentes étapes du processus de suivi d’une action. En particulier, vous m’indiquerez les mesures organisationnelles prises afin d’améliorer votre processus de contrôle et de suivi des actions.*

□

Exigences relatives au processus de suivi des engagements et des actions de progrès

Les inspecteurs ont constaté que les exigences du site concernant le respect des échéances de réalisation des actions de progrès, la rigueur nécessaire à la traçabilité des étapes du processus de suivi des actions et les critères permettant de statuer si une action est close ou non, ne sont pas définis avec suffisamment de précision au travers de la procédure n° 310. (...)

En l’absence d’exigences suffisamment précises dans les notes d’organisation du site, les inspecteurs estiment que le respect du processus de suivi des actions par les agents peut difficilement s’améliorer.

Demande A2 : je vous demande de modifier la procédure n° 310 afin de préciser les exigences du site concernant le respect des échéances de réalisation des actions de progrès, la rigueur nécessaire à la traçabilité des étapes du processus de suivi des actions et les critères permettant de statuer si une action est close ou non. Vous me transmettez la procédure n° 310 modifiée.

□

B. Demandes de compléments d'information

Contrôles effectués par la cellule de liaison avec l'autorité de sûreté (CLAS)

Au début du mois de septembre 2011, le site a procédé à des modifications de son organisation relative à la gestion des relations avec l'ASN. A cette fin, un nouveau service, appelé CLAS, a été mis en place. Le jour de l'inspection, vos représentants ont indiqué aux inspecteurs que les modalités d'intervention de ce service au sein du processus de suivi et de vérification des actions de progrès et engagements n'avaient pas été définies pour le moment.

Demande B1: lorsque ces dernières auront été définies, je vous demande de m'indiquer les modalités d'intervention de la CLAS au sein du processus de suivi et de vérification des actions de progrès et engagements. Le cas échéant, vous me transmettez les notes d'organisation mises à jour en conséquence.

Indicateurs de suivi

Vos représentants ont indiqué aux inspecteurs que le site n'avait pas mis en place d'indicateurs de suivi relatifs à la réalisation des actions de progrès et des engagements. A titre d'exemple, les inspecteurs jugent pertinente la mise en place d'indicateurs relatifs au pourcentage d'actions dont l'échéance de réalisation est dépassée, dont l'échéance est programmée dans les trente prochains jours ou non affectées depuis une certaine période.

Demande B2 : je vous demande de m'indiquer votre position concernant la mise en place d'indicateurs de suivi relatifs à la réalisation des actions de progrès et des engagements. Le cas échéant, vous m'indiquerez les indicateurs retenus et vous me transmettez les notes d'organisation mises à jour en conséquence.

□

Vérification de la faisabilité des actions de progrès

Le rapport de l'événement significatif pour la sûreté (ESS) n° 2.005.11 mentionnait une action de progrès visant à insérer « une activité au redémarrage du réacteur n° B1 pour vérifier le fonctionnement du casse vide avant le lancement turbine ». La fiche action n° A-10361 correspondante précise, au niveau de l'étude d'impact, que la réalisation de l'essai du casse vide pendant la phase de redémarrage n'est, en fait, pas souhaitée par la conduite en raison de son impact sur le planning, d'une part, et du risque de dégradation du vide au condenseur qu'elle présente, d'autre part. La fiche précise également que l'action a finalement pu être réalisée suite à un déclenchement fortuit de la turbine. Néanmoins, ceci démontre que des actions peuvent être décidées par les différentes instances compétentes sans s'être assuré, au préalable, de leur faisabilité.

Demande B3: je vous demande de m'indiquer votre position concernant la suffisance du niveau d'implication des différents services (y compris les «structures projets») dans le processus de décision des actions de progrès à engager.

CATTENOM

3- Inspection « Retour d'expérience de l'accident de Fukushima » du 2 au 4 août 2011 : INSSN-STR-2011-0905

Cadre de l'inspection

A la suite de l'accident de la centrale nucléaire japonaise de Fukushima, l'ASN a demandé à EDF de procéder à une évaluation complémentaire de la sûreté de certaines de ses installations nucléaires de base (voir décision 2011-DC-0213 du 5 mai 2011). Ces évaluations sont remettre à l'ASN au plus tard le 15 septembre 2011.

Parallèlement et en complément de ces évaluations complémentaires de sûreté, l'ASN a décidé d'adapter son programme d'inspections afin de conduire des inspections ciblées sur les sujets critères de ces évaluations : les alimentations électriques, les inondations, la source froide, le séisme, la gestion opérationnelle des situations accidentelles, les plans d'urgence internes (PUI).

L'objectif de ces inspections est de contrôler sur chaque site la conformité des matériels et de

l'organisation. En aucun cas, l'objectif de ces inspections n'a été de contrôler le dimensionnement du site vis-à-vis de catastrophes naturelles, ce qui est l'objectif des évaluations complémentaires de sûreté (ECS).

Concernant la centrale nucléaire de Cattenom, cette inspection s'est déroulée du 2 au 4 août 2011 avec chaque jour deux équipes d'inspecteurs en parallèle, l'appui des experts de l'IRSN et en présence de trois observateurs de la commission locale d'information (CLI) ainsi que d'observateurs étrangers mandatés par la Sarre, la Rhénanie-Palatinat et le Luxembourg.

Synthèse générale de l'inspection

L'implication de la direction et du personnel de la centrale dans la bonne réalisation de cette inspection a permis aux inspecteurs de réaliser un nombre important de contrôles et de vérifications, sur le plan documentaire et sur le terrain. En outre, les inspecteurs ont procédé à un nombre conséquent de mises en situation, afin d'éprouver l'organisation du site en cas de situation exceptionnelle. Chaque journée s'est donc déroulée en trois parties :

- 1. Une partie en salle ;*
- 2. Une partie sur le terrain pour vérifier l'état des installations ;*
- 3. Une partie « mise en situation » ;*

L'impression se dégageant de cet ensemble de contrôles est mitigée :

Sur les thèmes (alimentations électriques, inondations, gestion opérationnelle des situations accidentelles, plans d'urgence internes), les contrôles réalisés par les inspecteurs montrent globalement une bonne maîtrise et conformité, bien que des écarts aient été constatés (6 constats notables répartis sur les 4 inspections).

- En revanche, les inspecteurs ont constaté un manque d'implication du site sur la prise en compte du sujet source froide. Les inspecteurs n'ont néanmoins pas relevé d'écart majeur de conformité des installations et de l'organisation sur ce thème.

- Enfin, des améliorations sont attendues concernant la prise en compte du risque sismique dans sa globalité, tant sur le plan de la surveillance du matériel que de la sensibilisation du personnel, ainsi que de la préparation des situations d'urgence potentielles.

I Alimentations électriques

Synthèse du thème

Le 2 août 2011, les inspecteurs ont plus particulièrement abordé le thème des alimentations électriques.

Les inspecteurs ont vérifié la bonne application des programmes de maintenance des équipements électriques, la surveillance des matériels de secours, la gestion de leurs indisponibilités, les procédures d'exploitation et d'alimentation en fioul des groupes électrogènes de secours et la prise en compte par le site du retour d'expérience de l'exploitation des réacteurs. Les inspecteurs ont contrôlé ensuite sur le terrain notamment l'état général de certains bâtiments électriques, des locaux batteries et des groupes électrogènes de secours. Enfin, ils ont procédé à une mise en situation des équipes d'exploitation en leur demandant le lignage d'un groupe électrogène de secours (la TAC) et son démarrage.

A l'issue des contrôles réalisés, les inspecteurs estiment que la prise en compte de la thématique des alimentations électriques est globalement satisfaisante. En particulier, les inspecteurs soulignent la qualité de la maintenance des équipements de secours et la prise en compte du retour d'expérience. En revanche, ils estiment que des améliorations doivent être apportées dans le suivi des activités confiées par le site à des prestataires.

Ce thème a fait l'objet de 2 constats.

A. Demandes d'actions correctives

Analyse des fluides des groupes électrogènes de secours

(...)

Demande IAI : *S'agissant du suivi des fluides indispensables au bon fonctionnement des groupes électrogènes de secours des réacteurs, je vous demande de considérer les activités de prise en compte des résultats d'analyse des fluides des groupes électrogènes de secours comme étant des activités « concernées par la qualité » au sens du premier alinéa de l'article 2 de l'arrêté du 10 août 1984 susvisé.*

(...)

Demande I.A2 : Je vous demande de définir et mettre en œuvre, sous 3 mois, un plan de surveillance adapté du prestataire auquel vous confiez l'analyse des fluides des groupes électrogènes de secours du site, conformément aux dispositions de l'article 4 de l'arrêt du 10 août 1984 susvisé.

Conformité de montage des raccords « Dilatoflex »

Les inspecteurs ont constaté des écarts de conformité de montage de certains raccords « Dilatoflex » sur les circuits de refroidissement des groupes électrogènes de secours 1 et 3 LHQ. Ces écarts concernaient : le sens de montage de la visserie, l'hétérogénéité de la visserie mise en œuvre, la présence d'écrous non freinés, l'absence d'étrier sur certains raccords.

Demande I.A3 : Je vous demande de vous engager sur un programme de contrôle et de remise en conformité complète de l'ensemble des raccords du site, ainsi que sur des mesures compensatoires jusqu'à la remise en conformité du matériel. Vous me fournirez une analyse de risque associée aux délais proposés.

Par ailleurs, vous avez indiqué aux inspecteurs que cette situation d'écart était connue du site et que la remise en conformité était programmée mais non achevée. Vous avez notamment indiqué que les raccords du 3 LHQ avaient été traités. Or, les inspecteurs ont également constaté des écarts sur les raccords de ce groupe électrogène de secours. Ainsi, contrairement aux exigences du troisième alinéa de l'article 4 de l'arrêt du 10 août 1984, je constate que votre programme de surveillance de ces interventions de remise en conformité n'était pas adapté car il n'a pas permis de détecter les écarts de réalisation constatés par les inspecteurs.

Demande I.A4 : Je vous demande de revoir, avant toute nouvelle intervention de votre prestataire, votre programme de surveillance afin qu'il puisse garantir la conformité de l'intervention, conformément aux exigences du troisième alinéa de l'article 4 de l'arrêt du 10 août 1984 susvisé.

Démarrage de la turbine à combustion (TAC) hors critères

Demande I.B2-a : Je vous demande de me présenter les suites que vous avez réservées à ce constat pour retrouver la disponibilité de la TAC.

Demande I.B2-b : Je vous demande de me présenter votre analyse concernant l'origine de cette indisponibilité.

Demande I.B2-c : Je vous demande de procéder et de me présenter une analyse historique de l'ensemble des écarts de démarrage de la TAC au cours des 5 dernières années et de justifier, à la lumière de cette analyse, la fiabilité de cet équipement de sûreté.

Procédure de consignation/déconsignation des armoires électriques

Les inspecteurs vous ont demandé de procéder à l'éclissage de la TAC sur la voie B du réacteur n°1. Cette opération nécessite que des agents interviennent sur des armoires électriques de forte tension. Afin d'assurer leur sécurité, le mode opératoire comprend un ensemble de consignations et déconsignations de circuits formalisées par la délivrance de régimes d'intervention.

Au cours de l'intervention, les inspecteurs ont constaté que des régimes ont été délivrés alors que la mise en configuration des circuits n'était pas encore terminée. J'ai bien noté que vous estimiez que ce constat était sans enjeu sur la sécurité des intervenants pour deux raisons :

1-Avant de réaliser son intervention, l'agent en possession d'un régime d'intervention doit vérifier que les circuits sont dans l'état attendu par le régime et la présence des condamnations administratives. Ainsi, il ne peut pas débiter son intervention si les lignages ne sont pas terminés.

2.Grâce à un système de clés, les armoires électriques ne peuvent être ouvertes que si le circuit est dans une configuration sécurisée.

Malgré tout, lors de l'éclissage de la TAC, la procédure appliquée par les électriciens les a conduit à intervenir sur une armoire fermée à clé. Ils ont contourné l'impossibilité d'ouvrir l'armoire en démontant le panneau. De plus, lors de leur vérification, les électriciens ont constaté que l'armoire électrique 2 LHB 034 ne disposait pas de la condamnation qui aurait dû être posée depuis le 2 juillet.

Je considère que ces constats interrogent la robustesse de votre processus de consignation/déconsignation.

Demande I.B3 : A la lumière de ces constats et s'agissant de la sécurité d'agents intervenant dans des armoires électriques susceptibles de contenir des tensions élevées, je vous demande de me justifier la parfaite robustesse de votre processus de consignation/déconsignation.

(...)

II Inondations

Synthèse du thème

Le 2 août 2011, les inspecteurs ont traité la problématique des inondations.

Ils ont examiné l'organisation du site en cas d'inondation, les dispositifs de protection contre l'inondation et ont procédé à un exercice de mise en place de matériel de pompage au niveau des réservoirs de fioul d'un groupe électrogène de secours du réacteur n°4.

Les inspecteurs retiennent une impression positive de l'organisation et la gestion de la mise en situation mais sont plus nuancés concernant les dispositifs de protection contre l'inondation.

Ce thème a fait l'objet de 2 constats.

A. Demandes d'actions correctives

Protection volumétrique

Lors des contrôles des demandes d'intervention n°01119616 et 01119548, il est apparu que le site a constaté à deux reprises en 2011 la présence d'eau au niveau des bâches à fioul des groupes électrogènes de secours des réacteurs n°1 et 4. En 2010, le site avait déjà constaté la présence d'eau dans ces locaux sur le réacteur n°4. La présence d'eau était due à une infiltration au niveau des joints de type «Waterstop» formant la protection volumétrique entre la nappe phréatique et les bâtiments alors que le niveau de la nappe phréatique était remonté. Ce défaut avait été réparé en 2010. Les inspecteurs ont également conclu que le programme de base de maintenance préventive (PBMP) associé à ce type de joint n'a pas permis d'éviter le renouvellement de ces fuites. Ces défauts constituent une non-conformité au rapport de sûreté. Ces mêmes joints assurant également l'étanchéité du local de rétention des bâches à fioul, un tel écart constitue également un non-respect de l'article 14 de l'arrêté du 31 décembre 1999 du fait de l'absence d'étanchéité de la rétention.

***Demande II.AI-a :** Je vous demande de remettre en conformité la protection volumétrique du site sous 3 mois. Cet écart constitue une non-conformité au rapport de sûreté du site.*

***Demande II.AI-b :** Je vous demande de me transmettre une analyse détaillée concernant l'inefficacité de la réparation effectuée en 2010 sur les joints du réacteur n°4 ainsi que les nouvelles mesures prises afin d'éviter le renouvellement de cet écart.*

***Demande II.AI-c :** Je vous demande de modifier le PBMP concernant ce type de joint afin de pouvoir garantir de manière préventive une dégradation de la protection volumétrique. Vous me transmettez un échéancier de rédaction et de mise en service de ce nouveau PBMP.*

(...)

Dimensionnement des réserves de fuel

Les moyens de pompage disponibles sur le site pour le pompage au niveau des bâches à fioul des groupes électrogènes sont alimentés par des groupes électrogènes fonctionnant à l'essence. Je note que vous disposez d'une réserve de 10 litres d'essence sur la plate forme B et de deux fois 20 litres dans le cadre des moyens du plan d'urgence interne (PUI).

***Demande II.B1 :** Je vous demande de me justifier le dimensionnement de ces réserves d'essence.*

(...)

III Refroidissement -source froide

Synthèse du thème

Le 3 août 2011, les inspecteurs ont examiné le thème de la source froide et du refroidissement des réacteurs.

Ils ont en particulier vérifié la conformité de la station de pompage et des moyens mis en œuvre pour garantir et suivre le bon fonctionnement de la source froide. Les inspecteurs ont également procédé à une mise en situation (appoint en eau à la piscine du bâtiment combustible) et ont visité l'ouvrage d'alimentation et de reprise (OAR) des tranches n°3 et 4.

Globalement, les inspecteurs considèrent un manque d'implication du site pour prévenir les risques de perte de la source froide et un manque d'anticipation dans la maintenance de certains ouvrages.

Ce thème a fait l'objet de 2 constats.

(...)

IV Gestion opérationnelle des situation accidentelle

Synthèse du thème

Le 3 août, les inspecteurs ont examiné la gestion opérationnelle des situations accidentelles.

Les inspecteurs ont plus particulièrement vérifié la formation et les habilitations des équipes de conduite, la prise en compte du retour d'expérience, les essais menés sur les matériels mobiles de sûreté, du domaine complémentaire et relatifs au plan d'urgence interne (PUI). Les inspecteurs ont procédé à une mise en situation (vidange du puisard du circuit de réfrigération intermédiaire) et contrôlé les conditions de stockage des matériels.

Les inspecteurs retiennent une impression positive de la préparation du site à la gestion opérationnelle de situations accidentelles. Ils soulignent en particulier la bonne gestion des matériels et la formation des équipes de conduite. Ils ont toutefois relevé quelques écarts dans la déclinaison de la directive n°115.

Ce thème n'a pas fait l'objet de constat.

(...)

V Plan d'Urgence Interne

Synthèse du thème

La gestion et la préparation du site aux plans d'urgence internes (PUI) a été abordée le 4 août.

Les inspecteurs ont notamment contrôlé la bonne application et déclinaison locale du référentiel national, la formation des agents, l'organisation des astreintes et la maintenance des équipements. Ils ont également attaché une attention toute particulière à la mise en situation des équipes par la réalisation de 3 exercices. Enfin, ils ont vérifié sur le terrain l'état des installations et équipements requis en cas de déclenchement d'un PUI.

Ces contrôles laissent une impression positive de la préparation du site à mettre en œuvre un PUI et de sa capacité à le gérer. Ils notent en particulier une bonne maîtrise du référentiel prescriptif et une bonne implication des personnes en charge de ce sujet. Ils soulignent également la réactivité des équipes ayant été sollicitées pour la réalisation des exercices. En revanche, des précisions sont attendues sur l'évacuation des personnels du local de repli, la gestion des intérim et le suivi de certains équipements (chaînes de mesures, télécommunication).

Ce thème a fait l'objet de 2 constats.

(...)

VI Séisme

Synthèse du thème

L'inspection du 4 août 2011 portait sur le thème « prise en compte du risque sismique ».

Les inspecteurs ont notamment examiné l'organisation mise en place en cas de séisme, la prise en compte de la démarche séisme événement (couples agresseur-agressé) ainsi que la connaissance et la maintenance de l'instrumentation sismique. En outre, les inspecteurs ont évalué la connaissance globale de la problématique séisme des équipes. Ils ont procédé à une mise en situation (déclenchement de l'alarme EAU 901 AA) et effectué une visite terrain (modifications génie civil, état de l'instrumentation).

Cette inspection a donné l'impression aux inspecteurs que la problématique séisme est insuffisamment prise en compte sur le site de Cattenom : si l'instrumentation est globalement bien maîtrisée et bien entretenue, les équipes sont insuffisamment sensibilisées et préparées au risque sismique.

Cette inspection a fait l'objet de 3 constats.

Démarche séisme événement

Demande VI.A1-a : *Je vous demande d'intégrer dans l'analyse de risque globale préalable à un chantier ou à la mise en place de moyens mobiles quels qu'ils soient une analyse spécifique portant sur la démarche séisme événement. Vous me ferez parvenir, sous 1 mois, quelques analyses ainsi réalisées (par exemple pour des échafaudages, des déprimogènes sur roues, etc.)*

Demande VI.A1-b : *Je vous demande, afin de vous mettre en conformité avec l'article 4 de l'arrêté du 10 août 1984, de prévoir une surveillance et un contrôle du prestataire en charge de l'installation d'échafaudages afin de vérifier la prise en compte de l'exigence relative à la prise en compte de la démarche séisme événement pour les équipements temporaires.*

(...)

Complément d'indormation sur la démarche « séisme événement »

Certaines fonctions et matériels doivent faire l'objet d'une qualification sismique afin de garantir leur pleine disponibilité à la suite d'un séisme. De plus, le fonctionnement de ces matériels ne doit pas

être affecté par des équipements non classés au séisme. La note D5320/NT/SQ/905162 précise la manière dont ce risque doit être analysé. Le non respect de cette note a fait l'objet d'un constat et de la demande d'action corrective A1. Dans cette note, vous indiquez devoir réaliser une analyse de risque pour les masses supérieures à 10kg, dont le temps de présence est supérieur à une semaine, et la distance du matériel IPS inférieure à 1m.

Demande VI.B5-a : Je vous demande de compléter votre analyse permettant de justifier l'absence d'analyse de risque en deçà des sept jours de présence d'un agresseur potentiel.

Demande VI.B5-b : Je vous demande de compléter votre analyse permettant de justifier l'absence d'analyse de risque pour un agresseur potentiel dont le poids est inférieur à 10kg.

Demande VI.B5-c : Je vous demande de compléter votre analyse permettant de justifier l'absence d'analyse de risque pour un agresseur potentiel se situant à plus de 1m du matériel IPS potentiellement agressé.

Vos services n'ont pas été en mesure de présenter aux inspecteurs comment est réalisé le suivi au niveau local de la liste nationale des couples agresseur-agressé (base Cévennes).

Demande VI.B6 : Je vous demande de me transmettre le fichier permettant de suivre en permanence la liste des couples agresseur-agressé identifiés par le national et les mesures prises en local pour écarter le risque d'agression de matériels non IPS sur des matériels IPS.

GRAVELINES

Inspection **INSSN-DOA-2011-0878** effectuée le **22 septembre 2011**

Thème : "REX Japon – Séisme"

A – Demandes d'actions correctives

Entretien de l'instrumentation sismique

L'instrumentation sismique présente sur le CNPE est conforme aux exigences de la Règle Fondamentale de Sécurité (RFS) n°1.3.b traitant de ce matériel. Toutefois, des écarts ont été relevés dans l'application du paragraphe 2.2.4 "Entretien des matériels" qui stipule que des vérifications périodiques doivent être effectuées périodiquement afin de s'assurer de l'aptitude des matériels à remplir leur fonction. Ainsi :

- le capteur sismique situé dans le bâtiment réacteur n° 1 au niveau du dôme n'a pas été contrôlé en 2010 car le site n'a pas pris les dispositions permettant au prestataire chargé de cette activité d'accéder à celui-ci,

- des problèmes électriques de connexion à la terre du capteur dit de "champ libre" ont été signalés en 2010 par le prestataire, ainsi qu'en 2011. Le CNPE n'a réagi, en émettant une demande d'intervention (DI), qu'en mai de cette année avec une échéance de réalisation à fin octobre,

- de plus, ces écarts, constatés sur des matériels classés Importants Pour la Sécurité (IPS), n'ont pas fait l'objet d'un traitement conforme à la Directive Interne (DI) 55 "Traitement des écarts sur les matériels ou les activités QS ou IPS".

Demande A1

Je vous demande de prendre des dispositions afin d'assurer la maintenance et l'étalonnage de l'instrumentation sismique avec la même rigueur que les autres équipements IPS et de traiter les écarts la concernant conformément à la DI 55.

(...)

Capteurs en champ libre

Demande A2

Je vous demande de :

- remettre en état la serrure permettant de fermer le caisson abritant le capteur de champ libre et de veiller à la propreté de l'intérieur de celui-ci,

- m'indiquer si le capteur doit être installé sur une dalle isolée et, dans l'affirmative, de vous assurer que des objets ne sont pas coincés dans l'espacement entre cette dalle et la dalle alentour, ce qui pourrait perturber ses mesures en cas de séisme.

Demande A3

Je vous demande de :

- revoir les consignes associées à l'apparition de l'alarme EAU 001 AA de façon à replier les tranches au plus vite en cas de séisme supérieur au demi séisme de dimensionnement. La RFS n°I.3.b utilise le terme "immédiatement",
- prévoir un moyen de calcul en salle de commande, résistant aux secousses sismiques, et calculant les carrés et les racines carrées,
- veiller à l'ergonomie des documents en utilisant un vocabulaire compréhensible par le plus grand nombre,
- informer les agents de terrain que le clignotement de l'horloge de la baie d'acquisition sismique n'est pas un défaut mais son mode de fonctionnement normal.

Et pour finir une question importante en « information complémentaire »

Tenue au séisme de la protection périphérique contre l'inondation

La protection périphérique du site est constituée de murets et de digues longeant le canal d'amenée et l'extrémité ouest des canaux d'amenée et de rejet, formant une protection continue vis-à-vis de la mer.

Demande B2

Je vous demande de m'indiquer quel est le niveau de qualification au séisme des murets de protection contre l'inondation situés à l'Est et à l'Ouest du site, ainsi qu'entre les différentes stations de pompage.

DEUXIEME PARTIE

1 : Présentation AREVA

Les rapports ont tous la même structure

- une partie consacrée à l'accident de Fukushima-Daichi et à l'examen de la pertinence d'une transposition aux installations concernées par les ECS.
- une partie consacrée à la description du site et de son environnement
- une partie consacrée à la description des activités et des installations
- une partie consacrée à l'examen des scénarios d'accidents graves et incluant la notion d'effet falaise
- une partie consacrée au risque sismique
- une partie consacrée au risque d'inondation
- une partie consacrée aux autres phénomènes naturels extrêmes
- une partie consacrée à la perte des alimentations électriques et, selon les sites, à la perte des moyens de refroidissement
- une partie consacrée à la gestion des accidents graves et aux moyens disponibles pour la gestion de crise.
- une partie consacrée au recours aux prestataires.
- une synthèse

Chaque rapport commence par une partie sur l'accident de Fukushima que l'on transpose aux diverses installations :

Transposition aux installations d'AREVA

Cette transposition s'attarde avec complaisance sur le fait que : *« la notion d'accident grave a été spécifiquement développée pour les réacteurs nucléaires, notamment pour structurer une démarche de défense en profondeur pertinente pour ce type d'installation. L'accident grave pour un réacteur est initié par la défaillance des dispositifs de protection prévus pour assurer le maintien des fonctions de sûreté fondamentales en situation d'accident : garantir l'arrêt de la réaction nucléaire, puis l'évacuation de la puissance thermique résiduelle. »*

Après une description de l'accident de Fukushima, il est indiqué : *« la transposition du déroulement de l'accident de Fukushima Daiichi dans le domaine des installations du cycle du combustible, hors centrales nucléaires, repose sur les éléments suivants. »*

Revue des risques naturels

Les risques naturels sont présents à des niveaux divers sur tous les sites AREVA concernés : une revue de ces risques est donc effectuée. Néanmoins aucun site nucléaire AREVA en France n'est concerné par un risque de tsunami. Le site du Tricastin apparaît spécifiquement sensible par rapport au risque d'inondation, dans la mesure où celle-ci pourrait affecter une grande surface sur le site, et résulter d'un effet induit par un séisme local, via des dommages induits sur les ouvrages exploités par la Compagnie Nationale du Rhône (CNR).

Remarque 1 : Il est tout de suite ajouté : *« un séisme de très forte amplitude est donc nécessairement un événement très rare sur notre territoire »*. Certes mais il en a existé d'intensité variable en fonction de la localisation géographique. En effet l'activité sismique est plus importante dans les fossés d'effondrement à savoir Rhin et Rhône.

La suite de l'analyse porte sur le terme source. Ce terme source dépend évidemment du contenu radioactif et chimique des produits contenus dans des installations AREVA. Il est très différent de celui de Fukushima. Le site de Tricastin AREVA s'occupant de l'amont du site, il s'y trouve surtout de l'uranium. Celui de la Hague contient des combustibles usés et leurs déchets vitifiés ou non, ainsi que du plutonium et de l'uranium, mais serait moins sensible à l'inondation. Par contre tous pourraient être menacés par les incendies externes ou internes, même si ce n'est pas arrivé à Fukushima

Le secteur comprend à l'extérieur de la plateforme AREVA du Tricastin plusieurs zones d'activités industrielles en lien avec les activités nucléaires ou avec d'autres secteurs industriels (mécanique de précision, électronique, entrepôts et logistique...).

Au nord et à l'extérieur de la plateforme AREVA du Tricastin, se trouve la société SODEREC, spécialisée dans la chimie des produits fluorés, qui traite l'acide fluorhydrique provenant pour une part importante d'AREVA NC Pierrelatte.

À l'est et à l'extérieur de la plateforme AREVA du Tricastin, se trouve entre le site et le canal fluvial, le CNPE du Tricastin (Centre Nucléaire de Production d'Electricité), avec quatre tranches nucléaires de 900 MWe (réacteurs à eau pressurisée).

Areva analyse pour chaque installation : son activité et ses résistances au divers agresseurs : voici les points retenus en synthèse pour le site de Tricastin :

Potentiel de dangers immédiatement libérables

« Dans le cas des installations AREVA du site, les dangers immédiats découlent d'abord de la nature des composés chimiques mis en œuvre et plus précisément de l'usage sous des formes diverses de fluor, le risque radiologique n'est pas prépondérant. La notion d'accident grave doit donc être associée à un risque de dispersion d'une quantité importante de produits toxiques ou radioactifs, mettant en jeu des périmètres de dangers allant au-delà des zones identifiées dans les PPI. »

Remarque

Il y a, bien sûr, les dangers inhérents aux produits de l'amont du cycle du combustible, c'est à dire des composés d'uranium et de plutonium. Ces produits ont de surcroît des formes physico-chimiques qui peuvent poser des problèmes de sûreté très importants.

Il est à remarquer le nombre et la variété des installations de ce site : les dangers venant de l'extérieur sont donc à considérer avec attention. L'accessibilité aux divers bâtiments pourrait être fort difficile. Une fuite de produits fluorés ne se gère pas sans moyens adaptés.

Réaction nucléaire

Le seul risque est celui de criticité.

Selon AREVA: *« L'accident de criticité est donc d'abord dans le cadre de cette étude une source potentielle d'effets dominos (agression d'une activité voisine ou d'une fonction de confinement) et un obstacle complémentaire à la gestion d'une situation d'accident grave (accessibilité réduite). »*

Appel à des fonctions actives pour le maintien en état de repli sûr

« les alimentations électriques »

Il y a 2 possibilités : soit pour stopper un problème on coupe volontairement, soit il faut garantir un fonctionnement minimal de l'installation.

Il est considéré que : *« dans le cas des installations du site du Tricastin, l'intervention des moyens de secours privilégierait la protection des populations face à la dispersion potentielle d'un nuage toxique puis la protection de l'environnement. Par ailleurs, la nature des matières radioactives mises en œuvre dans les installations AREVA du Tricastin ne peut pas conduire à une zone d'exclusion au-delà de la période de rejets. »*

Conclusion TRICASTIN (page 383 et 384)

« L'étude a été menée en considérant des aléas extrêmes d'une façon déterministe et en imposant, par convention méthodologique de l'exercice, une conjonction d'évènements devant lesquelles les installations susceptibles de conduire à un accident grave perdraient successivement leurs lignes de défense. »

AREVA a donc considéré que les seules installations dangereuses sont celles utilisant soit de l'hexafluorure d'uranium, soit du fluorure d'hydrogène :

« Dans des conditions extrêmes, les accidents graves seraient donc liés :

** à des dégâts majeurs sur les bâtiments et appareils de procédé contenant de l'UF6 liquide ou gazeux en quantité importante (conversion, enrichissement et défluoration),*

** à l'endommagement des bâtiments et la rupture des cuves d'entreposage d'HF.*

La rupture généralisée de l'ensemble des barrières de confinement provoquant un rejet massif d'UF6 et d'HF constitue un effet falaise pour le site du Tricastin. La perte de fluides et d'alimentation électrique n'aggrave pas ces situations. »

Les systèmes peuvent être endommagés en cas de séisme. Ce sont principalement :

- « * les bâtiments et structures abritant les fonctions mettant en jeu de l'UF6 en phase liquide ou gazeuse en quantité importante,
- * les bâtiments et structures abritant les entreposages d'HF,
- * les cuves, tuyauteries, organes d'isolement assurant le confinement de l'UF6 ou de l'HF (première barrière),
- * les équipements supportant ou pouvant agresser ces organes de confinement en cas de séisme. »

REMARQUE

Il n'y a pas de marge sur les bâtiments anciens et pas de moyens pour les rendre fiables. D'ores et déjà il est prévu de remplacer l'usine d'enrichissement (Georges Besse d'EURODIF) par l'usine Georges Besse II. De même l'usine de conversion COMURHEX Pierrelatte par l'usine COMURHEX II. Ces constructions sont bien sûr sous le référentiel séisme RFS 2001-02

AREVA fait reposer la sûreté de ses installations sur la mutualisation des efforts avec EDF. Il faut cependant que chaque installation possède ses propres défenses.

Cette organisation mutualisée doit tout de même se décliner pour chaque installation, car en cas de problèmes généralisés sur le site, les secours seraient insuffisants.

Des équipes spécialisées sont indispensables pour assurer le contrôle d'une situation accidentelle. Faire des exercices en commun est correct car cela permet de mieux comprendre comment articuler des secours.

De plus prévoir un regroupement de certains moyens sur un site plus ou moins voisin parce que tel ou tel accident n'est pas plausible peut ne pas être pertinent.

Et pour finir AREVA s'engage :

« L'ensemble des analyses effectuées a permis d'identifier des actions qui seront réalisées en vue de limiter les risques liés à l'occurrence d'agressions naturelles, y compris extrêmes, à savoir :

- * la poursuite des programmes de remplacement des usines de conversion et d'enrichissement actuelles,*
- * la continuation de l'étude de renouvellement du stockage d'acide fluorhydrique lié à l'atelier de défluoration,*
- * l'évaluation du comportement sous séisme de la zone d'émission de l'atelier de défluoration et de l'atelier de fabrication du fluor,*
- * l'étude de la disponibilité des moyens d'alerte et de communication,*
- * l'étude de l'amélioration des moyens de mitigation de rejets gazeux accidentels. »*

REMARQUE : L'analyse d'incendies interne et externe pouvant compliquer sérieusement la lutte contre les conséquences d'un accident est insuffisamment étudiée.

Un calendrier plus précis des « actions qui seront réalisées en vue de limiter les risques liés à l'occurrence d'agressions naturelles, y compris extrêmes » serait bienvenu.

SITE LA HAGUE

« Le groupe AREVA est organisé en cinq Business Group : Mines, Amont, Aval, Réacteurs et Services et Energies renouvelables. Ainsi, dans le secteur nucléaire, AREVA propose des services complets sur l'ensemble du cycle depuis la prospection minière jusqu'à l'assainissement. L'Etablissement de La Hague fait partie du Business Group Aval en charge du recyclage des matières nucléaires.

L'Etablissement de La Hague, destiné au traitement des combustibles usés, est exploité par la Compagnie Générale des Matières Nucléaires - AREVA - qui en est l'exploitant nucléaire. L'ensemble industriel est constitué en premier lieu des usines de traitement, dont certains ateliers sont en activité et d'autres sont en arrêt ou en démantèlement, puis des installations annexes, ainsi que des bâtiments administratifs et sociaux.

Principe du traitement

La vocation de l'Etablissement AREVA La Hague est de traiter les combustibles nucléaires usés, c'est-à-dire sortant des réacteurs nucléaires de production d'électricité ou de recherche. En effet, le combustible usé contient des déchets inutilisables (3 à 5 % de produits de fission et actinides mineurs), mais aussi des matières valorisables (94 à 96 % d'uranium et 1 % de plutonium). Le traitement consiste à séparer l'uranium, le plutonium et les déchets, puis à conditionner ces derniers sous une forme stable.

Une fois le traitement effectué, les matières valorisables sont conditionnées en vue de leur réutilisation. Le recyclage final est effectué dans d'autres installations du groupe (MELOX ...).

Les déchets ultimes, après conditionnement et entreposage de décroissance, sont restitués aux clients. »

Rappelons que le site de la Hague comporte :

« 51 ICPE soumises au régime de déclaration : 15 sont présentes dans l'INB 116, 17 dans l'INB 117, 5 dans l'INB 118, 4 dans l'INB 33, 9 dans l'INB 38 et 1 dans l'INB 80. »

REMARQUE 1:

L'établissement AREVA – La Hague est donc dévolu au retraitement. Il comporte également quelques installations en démantèlement, des installations de conditionnement des déchets, des installations d'entreposage de ces déchets, des silos pour les déchets vitrifiés, des piscines d'entreposage de combustibles irradiés.

AREVA a, comme pour les autres sites, précisé que le retour d'expérience de Fukushima ne s'applique pas de façon immédiate. Cependant si la réaction nucléaire n'est pas utilisée dans les procédés, elle est un danger présent dans tous les entreposages (plutonium notamment)

En effet AREVA rappelle :

« Dans le cycle du combustible, il n'est jamais fait usage de la réaction nucléaire : les règles de sûreté-criticité impliquent l'existence de deux défaillances indépendantes pour envisager l'apparition éventuelle d'une réaction critique (...). Un tel accident de criticité, même si ces effets locaux peuvent être très graves pour les travailleurs concernés, ne peut avoir que des effets très locaux, à l'échelle d'une pièce ou d'une installation.

L'accident de criticité est donc d'abord dans le cadre de cette étude une source potentielle d'effets dominos (agression d'une activité voisine ou d'une fonction de confinement) et un obstacle complémentaire à la gestion d'une situation d'accident grave (accessibilité réduite). »

REMARQUE 2 :

AREVA affirme que l'arrêt de l'alimentation suffit, quasiment dans tous les cas, pour arriver à un état de repli. Cette affirmation est quelque peu optimiste.

Il faut tout de même prévoir des diesels de secours pour justement « les installations nécessitant des fonctions actives à long terme. » Il y a de plus des installations qui ont besoin de refroidissement et cette affirmation « L'état de repli sûr des installations repose très souvent sur des dispositions totalement passives, les enjeux d'évacuation d'une puissance thermique résiduelle n'étant présents qu'à l'aval du cycle du combustible. » ne s'applique sûrement pas aux piscines d'entreposage, même si le temps d'intervention est plus favorable que pour une piscine d'entreposage de réacteur.

REMARQUE 3 :

En ce qui concerne le risque hydrogène, AREVA convient que :

« ... des phénomènes de formation d'hydrogène par radiolyse de l'eau sous irradiation ou plus largement par radiolyse de matières hydrogénées sont fréquemment présents, avec des cinétiques de formation très lentes sous l'effet de la radioactivité des matières entreposées. Une production massive d'hydrogène suite à une oxydation du zirconium en présence de vapeur d'eau est possible, dans le cas d'un échauffement non maîtrisé des éléments combustibles irradiés entreposés en piscine, selon un mécanisme similaire à celui constaté lors des accidents des réacteurs de Three Mile Island et de Fukushima. La problématique des sur-accidents liés à la présence d'hydrogène est donc directement transposable dans un certain nombre d'installations du cycle du combustible, tout en prenant alors des formes différentes.

Une dispersion par voie liquide similaire à celle constatée à Fukushima résulterait essentiellement de la mise en œuvre des moyens d'intervention, notamment en cas d'incendie : un scénario d'inondation généralisée de cinétique lente ne serait pas associé à une destruction mécanique de tous les équipements contenant des matières toxiques ou radioactives. »

Ce qui est certain ou à tout le moins probable : en cas d'arrêt de la ventilation, il faut vérifier que l'accumulation d'hydrogène n'entraînera pas une explosion hydrogène.

Par ailleurs l'arrêt des pompes d'alimentation en eau risque de conduire à un dénoyage des piscines d'entreposage et éventuellement à un dégagement d'hydrogène bien plus rapide et important que celui dû à la radiolyse.

Les inondations récentes survenues dans le sud-est ont montré que les inondations peuvent avoir une cinétique rapide et ont provoqué des destructions mécaniques importantes.

Le dossier ECS présente le site : hydrogéologie, géologie, climat, régime des pluies et des vents, accès. Puis il est passé en revue l'ensemble de toutes les activités des diverses INB

Il est aussi rappelé le plan d'urgence interne (PUI). Ce plan *« a pour objet d'une part de protéger le personnel travaillant sur le site en cas d'incident ou d'accident, et d'autre part de limiter au maximum les conséquences de l'accident à l'extérieur du site nucléaire. Il définit l'organisation de crise déployée pour gérer ces événements, pour lesquels l'organisation d'exploitation normale n'est plus adaptée. (...)*

L'objectif du PUI est, en cas d'accident hors dimensionnement, de permettre à l'exploitant d'assurer : la protection du personnel sur le site, de la population et de l'environnement, la maîtrise de l'accident et la limitation de ses conséquences, le retour le plus rapide à une situation sûre et stable, une communication (externe et interne) réactive (en particulier : alerte et information des pouvoirs publics et des populations riveraines). »

Et en complément, bien sûr, il existe le PPI

REMARQUE 4 :

Le retour d'expérience de Fukushima doit conduire à une révision des plans PUI et PPI. En effet, le PPI repose sur des études des années 1970 en ce qui concerne les zones d'évacuation et de confinement ainsi que de la zone de distribution d'iode stable. Il faudra inclure des réflexions sur le « post -accidentel ». Il a été en général considéré un accident se déroulant sur un temps court (24h) permettant un retour à la normale assez rapide (dépendant d'un terme source « réaliste »). Or Fukushima, malgré des efforts énormes, n'est pas terminé en novembre 2011 soit après 8 mois.....

Il convient de se rappeler que les inventaires radiologique (composés solides et liquides) et chimique sont impressionnants.

SEISME

En ce qui concerne la résistance au séisme, Areva présente une synthèse site :

- Piscines :

Elles ont été soumises à un réexamen de sûreté, il est donc affirmé «

« Les Structures, Systèmes et Composants Clés assurant les fonctions de refroidissement et de confinement présentent un niveau de robustesse homogène ou supérieur au niveau minimal des bâtiments de Génie-Civil installations. Ce niveau de robustesse rend très peu plausible la ruine des équipements considérés dans le cas d'un événement sismique sur le site. Un scénario de perte de fonctionnalité de l'ensemble d'une famille d'équipements assurant une fonction active reste peu probable compte tenu de la redondance des équipements, mais peut être considéré dans le cadre d'un scénario d'accident grave lié à un séisme hors dimensionnement. On recherchera comment suppléer à la fonction de refroidissement à partir d'une source alternative d'alimentation en eau. »

Il s'agit de bâtiments non bunkérisés dont il convient d'étudier plus à fond la tenue. De plus il faut s'assurer qu'une vidange rapide sera toujours jugulée.

- Entreposage de produits de fission

AREVA conclut que « l'analyse conduit à une évaluation de la robustesse des bâtiments de Génie-Civil correspondant à une apparition de l'effet falaise pour un séisme de magnitude 7,3 et une intensité correspondante de X sur l'échelle MSK. Au regard des paramètres du séisme de référence du site de La Hague, cela rend non plausible la remise en cause de la stabilité et de la fonction de confinement du génie-civil suite à la survenance d'un événement sismique. »

Et ajoute tout de même que :

« Dans le cadre d'un scénario d'accident grave lié à un séisme hors-dimensionnement, on postulera donc une défaillance de ces fonctions liée à la non-fonctionnalité des équipements actifs et l'on recherchera comment en priorité on peut remédier à la perte de ces équipements par des solutions technologiques alternatives. »

Il y a encore des solutions à rechercher pour éviter la perte d'équipements non dimensionnés.

- Autres bâtiments

Il est clair que les bâtiments construits avant 2002 (date de la RFS 2001-02), même si on a utilisé des méthodes « de dimensionnement en particulier du fait du dimensionnement dans le domaine élastique linéaire qui n'est pas exigé dans le bâtiment usuel. » devront évoluer.

En ce qui concerne les ateliers UP2-800 et UP3-A « dimensionnés au séisme et construits entre 1982 et 1994, les méthodologies d'études et les procédures de contrôles de réalisation effectués par la maîtrise d'œuvre assistée d'un organisme de contrôle agréé ont été mises en œuvre de manière globalement similaire. »

Il convient maintenant de mettre en œuvre rapidement les améliorations nécessaires si ce n'est que planifié.

Pour ceux de la deuxième moitié des années 1990, même si la méthodologie a évolué et les efforts de modélisations, il faudrait tenir compte des derniers développements en matière de séisme.

Conclusion de l'ECS mené pour AREVA-la Hague

Nous allons juste analyser la conclusion que présente AREVA

Accidents graves

1-AREVA a retenu les équipements suivants en cas de «perte prolongée des fonctions de refroidissement dans les installations et appareils pour lesquels l'état sûr nécessite l'évacuation de la puissance thermique associée aux matières nucléaires :

- les piscines d'entreposage de combustibles usés,
- les cuves d'entreposage des solutions concentrées de produits de fission,
- les évaporateurs de concentration des solutions de produits de fission,
- les appareils de séparation des insolubles de dissolution des combustibles (fines),
- les entreposages d'oxyde de plutonium lorsqu'ils ne disposent pas d'une configuration passive de leur refroidissement par tirage naturel ».

2-AREVA a également reconnu la possibilité d'explosion hydrogène de radiolyse en cas de « perte des fonctions de dilution de l'hydrogène »

3-AREVA retient « La perte de confinement de matières radioactives dans les entreposages résiduels de déchets des installations à l'arrêt, contenant des liquides radioactifs. »

Pour répondre à l'article 7 de la loi du 28 juin 2006, AREVA est engagé : « dans un programme de reprise et conditionnement de ces déchets (RCD) avec un échéancier achevé au plus tard en 2030. »

4-AREVA estime qu'cas de perte de l'alimentation électrique (interne et externe) la fonction de confinement des matières radioactives est maintenue dans la très grande majorité des cas...

Par ailleurs AREVA s'engage à étudier la possibilité d'un refroidissement par tirage naturel des autres ateliers d'entreposage d'oxyde plutonium en situation de sauvegarde.

REMARQUE 5

Cette échéance de 2030 est lointaine, même si AREVA prévoit ;: « *les moyens de remédiations dans les projets de RCD* »

Quant à l'explosion hydrogène AREVA signale seulement que « *les “structures, systèmes et composants clés” contribuant à la réalisation des fonctions de confinement des matières, de leur refroidissement et de dilution d'hydrogène de radiolyse mis en place à la conception pour prévenir les risques associés ont été identifiés.* »

« Identifiés » ne va pas suffire à garantir leur tenue

Par contre, en cas de perte de totale des sources électriques et donc des possibilités de dilution de l'hydrogène, on pourrait aboutir à un accident grave.

AREVA réalisera une étude complémentaire sur « *l'amélioration de la méthode d'évaluation des risques d'explosion d'hydrogène de radiolyse.* »

Domage qu'il n'y ait pas de calendrier.

Pour conclure, tout est décrit, tout est en référentiel, mais le calendrier est très flou et il n'est pas vraiment décrit d'effet « domino » notamment en cas d'incendie interne ou externe.

Certes le site ne sera pas la proie d'un tsunami, mais par contre une tempête dévastatrice est tout à fait possible. Et la possibilité d'une explosion hydrogène ne peut pas être écartée.

USINE MELOX



Localisation de MELOX sur le site de Marcoule

« Le site de Marcoule, situé en bordure de MELOX, est principalement composé :

- *des 16 installations individuelles et de leurs unités support de l'INBS de l'établissement CEA de Marcoule,
- *des INB de l'établissement CEA de Marcoule : réacteur nucléaire de recherche PHENIX (à l'arrêt définitif), ATALANTE
- *de l'INB CENTRACO de la société SOCODEI,
- *de l'ICPE de la société CIS BIO. »

Activités de MELOX

L'usine fabrique des combustibles à base d'oxyde mixte d'uranium et plutonium ou MOX

Conclusion/Evaluation de la capacité de l'établissement MELOX à gérer une situation accidentelle aggravée

Comme sur tous les établissements CEA et AREVA le dimensionnement accidentel est celui du cadre PUI et « pour chaque situation accidentelle du PUI, les dispositions sont prises pour permettre une intervention efficace dont l'objectif est la maîtrise de l'accident et la limitation des conséquences sur la population et l'environnement. »

En situation accidentelle aggravée, il apparaît « que la disponibilité et la fonctionnalité des moyens techniques et humains nécessaires peuvent être encore améliorées et renforcées »

En effet il pourrait y avoir des indisponibilités de matériel et de personnel.

En conséquence, « MELOX prévoit donc de lancer un projet de gestion de crise en situation aggravée ayant pour objectif de définir les solutions techniques et organisationnelles à mettre en œuvre. »

AREVA présente les principaux moyens qui « seront à évaluer ultérieurement. » :

« ***locaux de crise** : tente étanche mise en surpression et pré équipée pour loger des équipes de crises dont les locaux seraient contaminés (livrable sur site en 48 heures),

***téléphones satellites,**

***tableau de branchement** des groupes mobiles sur l'installation hors bâtiment 504,

moyens de pompage : dispositif de pompage d'une capacité de 15 m³/h, dispositif de pompage d'une capacité de 5 m³/h,

**énergie : 1 groupe de 100 kVA, 2 groupes électrogènes mobiles de 20 kVA, 2 citernes de fuel transportables,*

**moyens de refroidissement : 1 Réserve d'absorbant neutronique (bore en sac, environ 200 kg), 1 Groupe froid + auxiliaires : 52 kVA,*

**moyens de manutention et d'entreposage : 1 Camion tout terrain, Conteneurs maritimes ISO 20'', Plaques d'envol de 2 m.*

Cet inventaire préliminaire des moyens pourrait, après validation, renforcer ceux déjà présents en interne sur l'établissement. Certains moyens pourraient être mutualisés au niveau du Groupe AREVA. La répartition de ces moyens, entre l'établissement MELOX et d'autres sites AREVA, permettant leur stockage est à réaliser en cohérence avec les besoins et délais de mise en œuvre sur MELOX pour les accidents graves considérés. Il pourrait être considéré qu'un moyen dont la mise en œuvre est nécessaire sous un délai de 48 heures serait préférentiellement localisé sur l'établissement et qu'à contrario, pour un besoin au delà de ce délai de 48 heures, il pourrait être acheminé à partir d'un autre site. »

REMARQUE 1

Il est à remarquer qu'il s'agit de « valider les solutions identifiées et d'en proposer éventuellement d'autres ainsi qu'un planning de mise en œuvre. ». Cet inventaire de dispositifs supplémentaires (organisation, moyens techniques,...) n'est pas validé (!) parce que jusqu'à maintenant les diverses installations s'appuyaient sur « ceux présents en interne sur l'établissement ». Est-il raisonnable de les « mutualiser » ?

Le rapport indique que : « un moyen dont la mise en œuvre est nécessaire sous un délai de 48 heures serait préférentiellement localisé sur l'établissement et qu'à contrario, pour un besoin au delà de ce délai de 48 heures, il pourrait être acheminé à partir d'un autre site. »

Mais supputer qu'au delà de 48h ils pourront être acheminés nous semble irréaliste.

Les accidents ne se plient pas aux modélisations : ils sont imprévisibles, invraisemblables car sinon on pourrait les éviter.

Conclusion.

« L'analyse ECS a été menée en plusieurs étapes :

**Identification des accidents graves potentiels (2): perte du confinement des ateliers poudre du bâtiment 500, dégradation de la géométrie des équipements de l'entreposage STE,*

**Identification des « équipements clés » mis en place pour prévenir l'occurrence des accidents graves. Ces « équipements clés » sont : troisième barrière statique (murs, portes, filtres ...), groupes électrogènes de sauvegarde et leurs lignes d'alimentation en gasoil, pupitres et réseaux électriques de sauvegarde, équipements du refroidissement de l'entreposage,*

**Analyse de la robustesse de ces « équipements clés » vis-à-vis d'une agression de type séisme et inondation.*

**La prévention des accidents graves a également été analysée dans des situations extrêmes postulées de façon déterministe (perte des sources électriques et perte des sources froides). (...) Une étude de modélisation thermique des entreposages sera réalisée visant à déterminer de manière moins pénalisante l'évolution des températures au sein des installations et l'allongement des délais d'apparition des phénomènes physiques associés,*

**Enfin les moyens de gestion de crise (organisation, communication, intervention...) prévus au niveau du site ont été analysés au regard des scénarios d'accidents graves et de la capacité à gérer des situations accidentelles aggravées. (...)*

Certaines améliorations visant à renforcer la capacité de gestion dans la durée d'une situation accidentelle aggravée ont toutefois été identifiées. Celles-ci consistent essentiellement en une dotation complémentaire de moyens légers d'intervention, de moyens de communication et une mobilisation des personnels en renfort alterné. »

REMARQUE 2

En ce qui concerne « la perte des sources électriques et perte des sources froides », une étude est en cours pour vérifier l'évolution des températures et visant à justifier « l'allongement des délais d'apparition des phénomènes physiques associés, »

Il n'est pas question d'incendie externe ou interne. Il est supposé que si un accident se produit sur le site de Marcoule et si tous les moyens extérieurs étaient déjà mobilisés MELOX pourrait mettre

son établissement en position de repli.

Cette analyse doit être confortée par des études ciblées. En effet il est clair « l'évaluation complémentaire qui a été menée sur le site de MELOX conclut globalement à une bonne robustesse de l'installation face aux agressions envisagées. » Les actions de progrès envisagées doivent être menées dans un futur proche.

FBFC Romans

L'INB 98 regroupe les activités de fabrication d'assemblages combustibles pour réacteurs nucléaires de puissance (français et étrangers) de la filière à eau sous pression à partir d'uranium enrichi contenant au maximum 5% d'isotope 235.

Processus de fabrication des assemblages combustibles

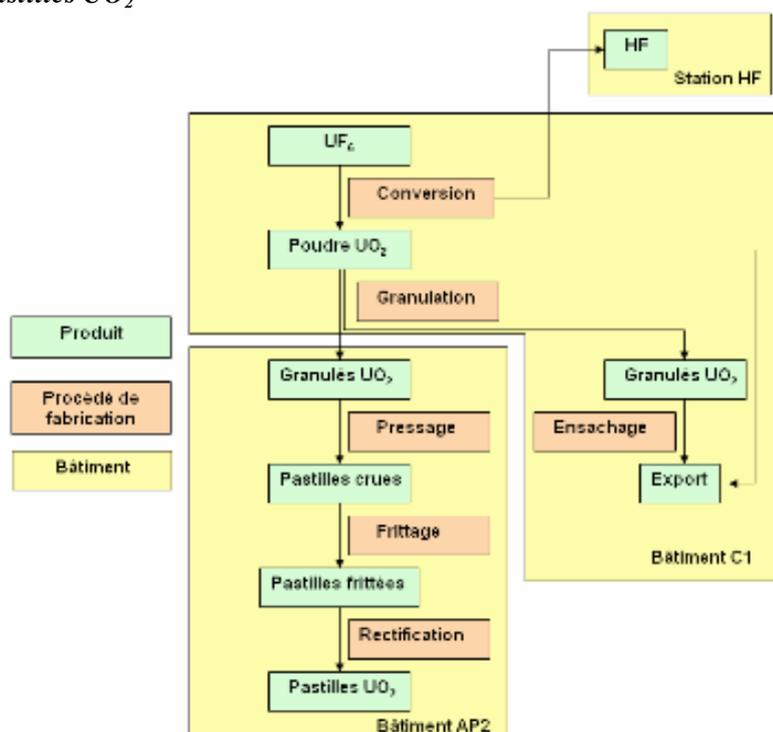
Le processus de fabrication des assemblages combustibles se déroule en 3 étapes :

- fabrication des pastilles UO_2 (avec une partie intermédiaire de production de poudre) ;
- fabrication des crayons combustibles ;
- fabrication des assemblages combustibles.

Un atelier de recyclage sur site permet de recycler les rebus solides d'uranium et de réapprovisionner les ateliers de fabrication.

Un atelier de traitement de déchets permet de les conditionner avant envoi vers les filières autorisées.

Fabrication des pastilles UO_2

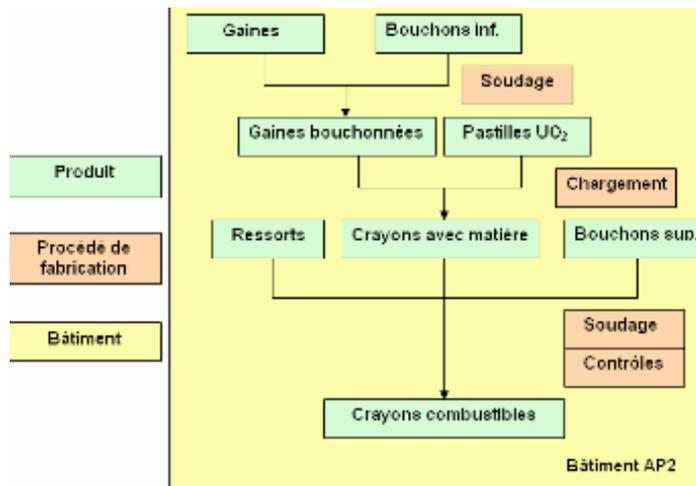


La poudre : l'hexafluorure d'uranium gazeux (UF_6) est transformé en poudre d'oxyde d'uranium (UO_2) par voie chimique sèche.

La transformation de l' UF_6 en UO_2 génère de l'acide fluorhydrique (HF) qui est récupéré et traité dans la station HF.

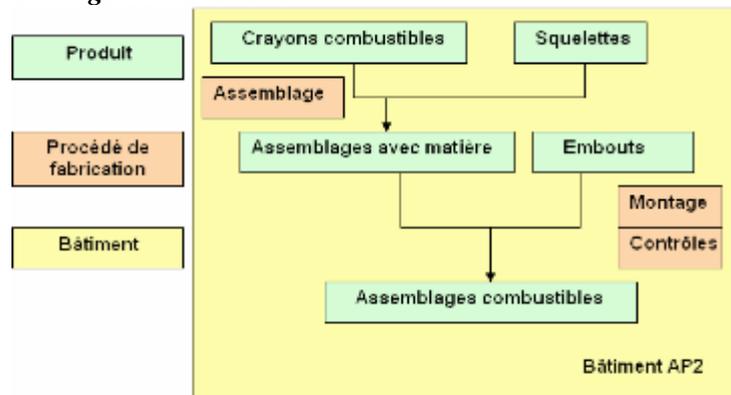
Les pastilles : la poudre d'oxyde d'uranium est ensuite compressée pour constituer de petites pastilles cylindriques. Puis elles sont portées à $1700^\circ C$ environ pour les transformer en une céramique stable (frittage).

Fabrication de crayons combustibles

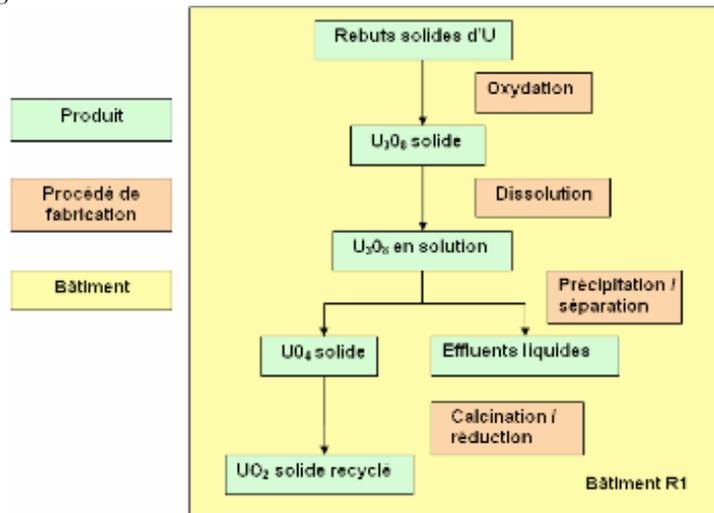


Les crayons : les pastilles sont introduites dans de longs tubes en alliage de zirconium, de près de quatre mètres, pour former des « crayons » combustibles. Chaque crayon contient environ 300 pastilles et est parfaitement étanche.

Fabrication des assemblages combustibles



Les assemblages : Près de 250 crayons combustibles sont assemblés pour constituer le combustible nucléaire. Les assemblages sont introduits dans un réacteur où ils resteront environ quatre ans. **Recyclage**



L'étape de recyclage met en œuvre divers procédés dans le but commun de récupérer l'uranium contenu dans certains sous-produits et rebuts impurs générés par les ateliers de conversion (C1), de pastillage et crayonnage (AP2), de traitement des déchets (AX2). L'uranium récupéré en fin de procédé se trouve sous la forme d'oxydes d'uranium (U₃O₈ ou UO₂) purifiés, prêts à être utilisés à l'atelier de conversion ou dans les ateliers de pastillage.

Conclusion/Evaluation de la capacité du site FBFC Romans à gérer une situation accidentelle sur l'INB 98 survenant après un séisme (page 119/120)

Comme sur tous les établissements CEA et AREVA le dimensionnement accidentel est celui du cadre PUI et « pour chaque situation accidentelle du PUI, les dispositions sont prises pour permettre une intervention efficace dont l'objectif est la maîtrise de l'accident et la limitation des conséquences sur la population et l'environnement. »

En situation accidentelle aggravée, il apparaît « que la disponibilité et la fonctionnalité des moyens techniques et humains nécessaires peuvent être encore améliorée et renforcée »

En effet il pourrait y avoir des indisponibilités de matériel et de personnel.

En conséquence, « Il est prévu en 2012 de mettre en œuvre le système automatique de coupure sismique. Ce système, une fois opérationnel, permettra de garantir une mise en sécurité du site notamment pour gérer le risque incendie et le risque d'explosion. Par ailleurs, une autre amélioration importante est programmée début 2012 avec la mise en place d'une équipe d'intervention capable d'intervenir sur le site 24h/24h et 7j/7j. Enfin, un programme global de renforcement et d'amélioration est planifié pour le bâtiment RI.»

Et de plus « FBFC Romans prévoit donc de lancer un projet de gestion de crise en situation dégradée (post- séisme) »

Les principaux objectifs de ce projet sont de disposer de :

***personnel compétent en gestion de crise : garantir la disponibilité (effectif) et les compétences d'une équipe suffisante pour gérer une situation post-séisme. Concernant la disponibilité d'une équipe permanente de sécurité sur le site, une action est déjà lancée ;**

***moyens de communication interne (équipe EIS) et externe : notamment des téléphones satellite ;**

***locaux de crise : garantir la disponibilité de locaux de crise suite à un séisme (étudier par exemple la tenue au séisme du poste de garde afin d'en faire une «salle de crise» en cas de séisme...);**

***moyens d'alerte de la population : garantir la fonctionnalité des moyens d'alerte de la population après séisme (tenue au séisme de la sirène + alimentation électrique associée) ;**

***matériels d'intervention : garantir la disponibilité et la fonctionnalité d'un minimum de matériel prévu pour intervention (GE mobiles pour alimenter des équipements nécessaires à l'intervention), capacités d'eau - par exemple sous la forme de bâches souples pour abattre la potentielle fuite d'HF;**

-matériels de protection type masques, tenue antiacide, ARI ;

-matériels de surveillance/diagnostic pour par exemple connaître le débit de dose à un endroit donné du site...).

L'ensemble de ces améliorations peuvent se traduire par un renforcement des moyens internes au site FBFC Romans, mais certains moyens peuvent être mutualisés au niveau du groupe AREVA. Ces décisions feront l'objet d'échanges prévus en phase ultérieure d'études.

REMARQUE

Il aura fallu Fukushima pour que FBFC Romans lance enfin son étude de gestion de crise.

Cette installation doit se doter de moyens d'intervention, de matériels de protection et de matériels de surveillance ; Il est encore prévu une mutualisation de moyens entre les sites AREVA.

Mais le centre de crise ou la salle de repli devraient être rapidement réalisés.

De toute façon tout cet inventaire de besoins n'est qu'une première liste et elle sera examinée dans une phase ultérieure.

Domage qu'il manque un véritable calendrier.

CONCLUSION

FBFC Romans

« Cette analyse a été menée en plusieurs étapes :

*** Identification des situations redoutées potentielles (2) : une fuite généralisée de l'UF6 chaud au niveau des installations d'émission avec la perte de tous les moyens de limitation des conséquences et une perte complète du confinement de l'HF concentré au niveau de l'entreposage dans la station HF ;**

*** Identification des « équipements clés » mis en place pour prévenir l'occurrence des accidents graves : les bâtiments C1 et station HF abritant les deux sites d'accidents graves potentiels ; les moyens assurant le confinement de l'UF6 chaud (vanne d'isolement, flexible); les cuves principales d'HF concentré; les équipements supportant ou pouvant aggraver ces confinements en cas de séisme ;**

***Analyse de la robustesse de ces « équipements clés » vis-à-vis d'une agression de type séisme et inondation : l'analyse de la robustesse des équipements a montré tout d'abord la nécessité de terminer le programme d'amélioration en cours, (...). Vis-à-vis de l'inondation externe, elle ne représente pas une**

agression porteuse de risque pour les « équipements clés » ni même de façon plus générale pour l'ensemble du site ;

** La prévention des accidents graves a également été analysée dans des situations redoutées extrêmes postulées de façon déterministe (perte des sources électriques et perte des sources froides) : ces situations ne sont cependant pas très perturbantes pour le site FBFC Romans puisque la situation de perte des sources électriques et d'isolement des sources froides correspond justement à un état de repli sûr « statique » qui est visé en cas de séisme ;*

** Enfin, les moyens de gestion de crise (organisation, communication, intervention...) prévus au niveau du site ont été analysés au regard des situations redoutées et de la capacité à gérer des situations accidentelles dans une configuration post-séisme – Ce dernier point de l'analyse a montré une bonne adaptation de la gestion de crise prévue au niveau du PUI vis-à-vis des situations redoutées hors dimensionnement étudiées du fait que ces situations sont du même type que certains accidents envisagés dans le PUI. En revanche, les moyens humains, matériels et plus largement l'organisation, prévus pour la gestion des situations de crise, risquent d'être affectés par un séisme.*

REMARQUE

Après identification des 2 accidents (fuite UF6 chaud et perte de l'HF concentré) il est constaté qu'il y a une mise à niveau de la tenue des installations qui n'est pas terminée pour le séisme. De même l'organisation de crise doit être améliorée. Il est aussi évident qu'on ne prend pas assez en compte un état dégradé par un incendie avec en prime une tempête.

Il est d'ailleurs statué : « *Il peut donc en résulter des difficultés dans la mise en place des moyens normalement prévus dans le PUI, en cas de cumul d'une situation post-séisme et de situations accidentelles supplémentaires.*

De façon plus fine, l'analyse a permis d'identifier un certain nombre d'actions qui seront réalisées afin d'améliorer encore le niveau de sûreté de l'installation notamment dans des situations extrêmes »

Dont acte.

Mais il manque encore la décision.

2 : Présentation CEA

Les rapports se présentent tous de la même manière et comportent la même structure d'analyse, c'est-à-dire :

- une partie consacrée à la description des installations
- une partie consacrée aux risques d'effet falaise
- une partie consacrée au risque sismique
- une partie consacrée au risque d'inondation
- une partie consacrée aux autres phénomènes naturels extrêmes
- une partie consacrée à la perte des alimentations électriques et, selon les sites, à la perte des moyens de refroidissement
- une partie consacrée à la gestion des accidents graves et aux moyens disponibles pour la gestion de crise.
- une partie consacrée au recours aux prestataires.
- une synthèse

Le CEA débute ses rapports par un liminaire identique pour toutes les installations.

Ce liminaire est d'emblée axé sur « *les installations nucléaires sont construites en prenant des marges importantes* ».

Mais les affirmations : dimensionnement au séisme, à l'inondation, s'appliquent sûrement aux installations actuelles et pas aux installations construites dans les années soixante d'où un décalage. Certes, les situations suivantes sont considérées :

- « - *séisme au-delà du séisme « majoré », inondation au-delà de la crue majorée, autres phénomènes naturels extrêmes (dont l'inondation qui serait causée par le séisme « majoré »),*
- *pertes postulées des alimentations électriques internes et externes, perte postulée de la source de refroidissement ;*
- *cumul de ces deux pertes, la gestion des accidents dans ces situations extrêmes.»*

Une fois analysées ces situations, « *il s'agit alors d'identifier les éventuelles situations pouvant induire une brusque dégradation des séquences accidentelles (« effet falaise ») et d'évaluer les marges par rapport à cet éventuel effet falaise.* »

Identification des risques d'effets falaise.

Le concept de défense en profondeur est en effet une méthode de raisonnement qui consiste, malgré les mesures prises pour prévenir les dysfonctionnements, les incidents et les accidents, à postuler qu'ils se produisent et à étudier et mettre en œuvre les moyens de les détecter, d'y faire face et d'en limiter les conséquences.

Ce concept est décliné en 4 niveaux de défense successifs :

- premier niveau : prévention des anomalies et des défaillances (qualité de réalisation, ...),
- deuxième niveau : surveillance et maintien de l'installation dans le domaine autorisé,
- troisième niveau : limitation des conséquences des conditions de fonctionnement accidentelles avec la mise en œuvre sur l'installation de dispositifs de sauvegarde ou de sécurité,
- quatrième niveau : gestion des séquences accidentelles et dispositions prévues par le plan d'urgence interne (PUI) du site.

Et donc promet le CEA « *Ceci permet ensuite de proposer des dispositions complémentaires permettant de prévenir de telles situations extrêmes, et de renforcer ainsi la robustesse de l'installation (amélioration de la résistance de certains équipements, renforcement de l'autonomie de certaines alimentations électriques, etc...).* »

Les cinq installations du CEA retenues pour les ECS sont très différentes. Ainsi, le RJH est un réacteur d'expérimentation en construction, tandis que l'ATPu est une installation de traitement du plutonium définitivement à l'arrêt. Masurca est arrêté et sera rénové, par contre Phénix est en démantèlement. Quant à OSIRIS, il a été prolongé jusqu'en 2015 après avoir subi une rénovation.

Il sera nécessaire que le CEA affine ses analyses pour tenir compte de l'état des installations et de leur vieillissement. De plus, il conviendra de considérer le cumul de certaines situations : accident grave et inondation ou bien séisme et accident grave.

ATPu

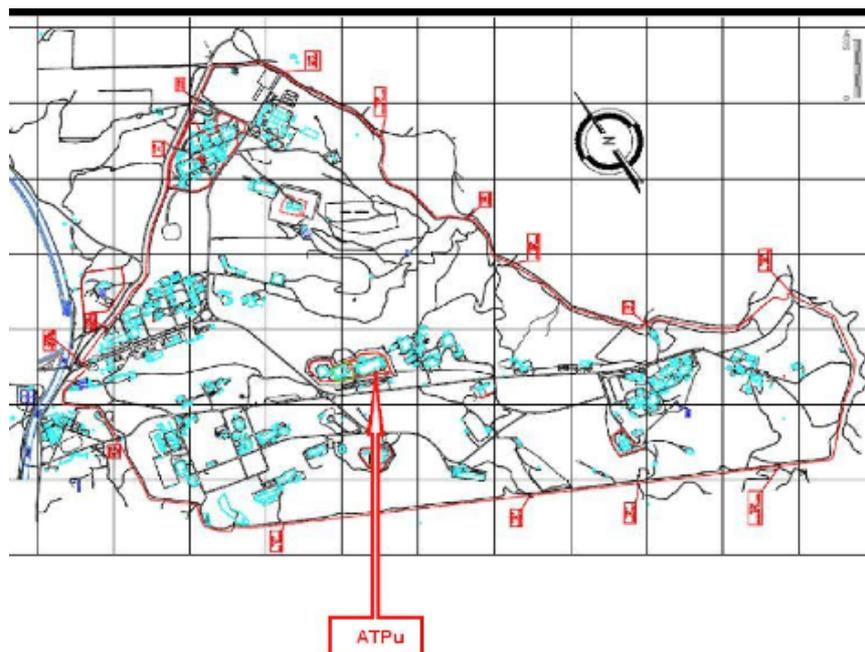


Figure 1 : Carte du site de Cadarache et de l'environnement de l'ATPu

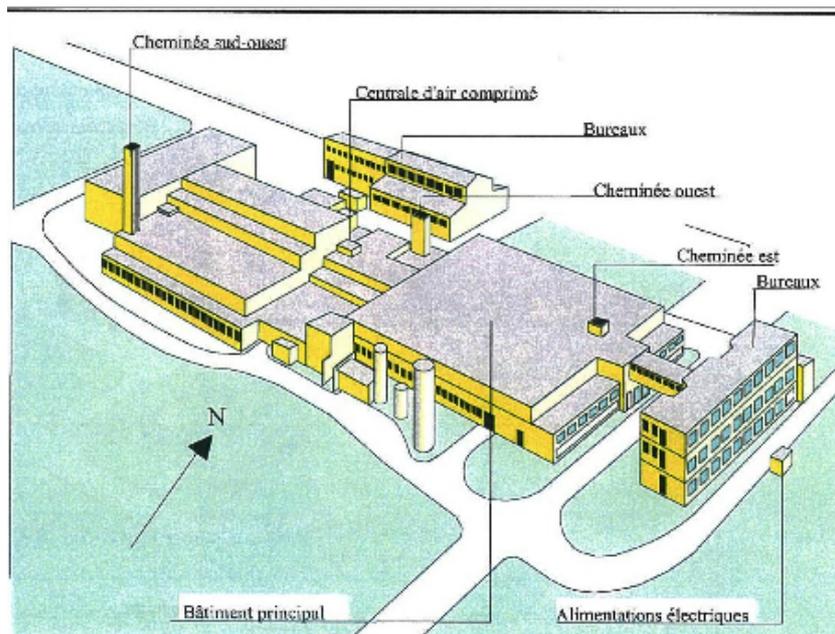


Figure 2 : Plan d'ensemble de l'ATPu

ÉTAT de ATPu

La construction de l'ATPu a débuté en 1959. Les installations ont commencé à fonctionner en 1962, après autorisation de mise en exploitation, délivrée le 27 juin 1961 par la Commission de Sûreté des Installations Atomiques (CSIA).

L'ATPu, dont le CEA est l'exploitant nucléaire, a été conçu pour la production des éléments combustibles à base de plutonium. Le CEA a confié, depuis 1991, l'exploitation technique du CFCa à AREVA NC (à l'époque, COGEMA - Compagnie Générale des Matières Nucléaires).

Les derniers crayons de combustibles ont été fabriqués en 2003. Depuis cette date, l'établissement est rentré dans la phase de Cessation Définitive d'Exploitation (CDE).

L'ATPu a procédé, depuis l'arrêt de ses productions en 2003, au reconditionnement de matières valorisables issues de ses précédentes fabrications, et à leur expédition vers l'usine de La Hague. Ces expéditions ont été achevées, conformément aux obligations imposées par l'Autorité de Sûreté Nucléaire, le 30 juin 2008.

(CFCa : Complexe de Fabrication de Cadarache)

L'établissement a poursuivi la mise au point de techniques d'assainissement et de démontage des équipements, avant le démantèlement à grande échelle des installations qui doivent être finalisées mi- 2013.

L'enquête publique de demande d'autorisation de Mise à l'Arrêt Définitif et de Démantèlement s'est déroulée du 9 juin au 9 juillet 2008.

Le décret 2009-263 du 6 mars 2009 a autorisé la mise à l'arrêt définitif et le démantèlement de l'ATPu.

La phase actuelle du démantèlement de l'ATPu concerne les équipements dans lesquels était mise en œuvre la matière radioactive (boîtes à gants, tunnels et transferts entre boîtes à gants ainsi que les cuves et circuits associés).

À fin juin 2011, 156 équipements ont été démantelés et 169 restent encore à démanteler, et ceci d'ici mi-2013.

Risques nucléaires en phase de démantèlement

Les risques internes d'origine nucléaire sont liés aux phénomènes caractéristiques des substances radioactives. Pour le démantèlement de l'ATPu, sont pris en compte :

*Le risque de dissémination de substances radioactives

*Le risque d'exposition externe aux rayons

*Le risque de criticité

Risques non nucléaires en phase de démantèlement

*Le risque incendie

*Le risque d'explosion

*Le risque lié à la manutention

*Le risque chimique

Synthèse

Bilan de l'évaluation complémentaire de la sûreté

L'ATPu ne conserverait pas sa stabilité en cas de SMHV défini dans la RFS 2001-01. Il n'est donc pas possible pour l'exploitant de garantir la tenue au séisme considéré actuellement sur le site de Cadarache. Cette évaluation complémentaire ne permet pas d'envisager une exploitation pérenne de l'installation, ce qui confirme les décisions prises d'arrêt de cette dernière et de démantèlement, lequel est en cours de réalisation.

L'effet falaise consécutif à un séisme serait, suite à une perte de confinement, une dissémination de matières radioactives dans l'environnement supérieures à celles quantifiées dans le PUI, engendrant potentiellement une pollution de la nappe phréatique au niveau de l'installation.

Du fait de la configuration de l'installation ATPu et des dispositions mises en place, aucun effet falaise consécutif à une inondation ou une perte totale des alimentations électriques n'est à considérer.

L'examen des conditions de recours aux entreprises prestataires a permis d'évaluer leur champ d'activité, les modalités de choix de ces entreprises, leurs conditions d'intervention et la surveillance effectuée par le CEA.

Cet examen n'a pas mis en évidence de difficulté particulière. En particulier, en matière de radioprotection, il y a équivalence des dispositions opérationnelles entre les salariés des entreprises extérieures et ceux du CEA.

Evaluation de propositions de dispositions complémentaires

La disposition essentielle confirmée par cette évaluation complémentaire de sûreté consiste, à défaut de pouvoir consolider les bâtiments de l'installation en démantèlement, à finaliser, dans les meilleurs délais, les opérations d'évacuation de matières radioactives présentes et le démantèlement de l'ATPu.

REMARQUE

L'installation ATPu est en démantèlement. Il faut finaliser le plus vite possible les opérations d'évacuation des matières radioactives, puis se lancer dans le démantèlement.

MASURCA

Cette installation est actuellement à l'arrêt, mais le CEA voudrait la redémarrer en 2017. En conséquence il présente l'avenir de MASURCA.

SYNTHÈSE

« A la demande de l'ASN, le CEA a mené une évaluation complémentaire de la sûreté de l'installation MASURCA, au regard de l'accident survenu à la Centrale de Fukushima Daiichi. Conformément au cahier des charges de l'ASN, cette évaluation a été conduite sur la base des études existantes et du jugement d'ingénieur. Elle a permis d'identifier des études ou dispositions complémentaires qui peuvent être envisagées pour améliorer la robustesse de l'installation face à des situations extrêmes. Ces actions, rappelées ci-après, pourraient être mises en œuvre au regard de l'amélioration qu'elles seraient susceptibles d'apporter en termes de prévention, de résistance, ou de gestion des accidents. »

Bilan de l'évaluation complémentaire de la sûreté

Remarque : MASURCA est à l'arrêt.

Donc les ECS portent seulement sur *« le Bâtiment de Stockage et de Manutention (BSM) qui est le seul concerné par les risques d'effet falaise. »*

C'est donc ensuite que l'on évaluera MASURCA « rénové ».

Bilan de l'évaluation des risques d'effet falaise pour l'installation actuelle

Risque séisme :

Il est considéré l'effondrement du bâtiment en cas de séisme et la rupture des barrières, mais c'est évident puisque le bâtiment n'est pas dimensionné pour tenir au séisme réévalué en 2001.

En conséquence il est nécessaire de vider ce bâtiment dès que possible : ce à quoi s'engage le CEA par un transfert des matières sensibles dans un autre bâtiment MAGENTA

Risque inondation :

Par contre, même si *« les matières nucléaires du BSM sont toujours maintenues hors d'eau, la configuration des entreposages est telle qu'il n'y a pas de risque de criticité même si les matières venaient à être partiellement ou totalement ennoyées, aucun effet falaise n'est à craindre d'une éventuelle perte des alimentations électriques induite par une inondation. »*, le bâtiment pourrait être effondré suite à un séisme et de plus être menacé par une inondation. La seule parade est le nouveau bâtiment ou le déménagement.

Autres phénomènes naturels extrêmes :

Il est enfin envisagé le cumul de 2 situations : *« cas de cumul d'un séisme dépassant le niveau de séisme pour lequel l'installation ou certains ouvrages (barrages, canal de Provence) sont dimensionnés avec une inondation induite dépassant le niveau d'eau pour lequel l'installation est dimensionnée. »*

Il faudrait peut être vérifier plus avant et surtout pour le futur de MASURCA.

Perte des alimentations électriques :

La perte de toutes les alimentations électriques n'entraîne pas d'effet falaise : donc pas de problème ?

De toute façon MASURCA ne répond pas aux critères de la RFS 2001-01 et c'est pourquoi le CEA s'engage dès maintenant sur une série de modifications susceptibles d'apporter des améliorations *« en termes de résistance des composants, de renforcement de l'indépendance entre les différents niveaux de défense de l'installation ou de gestion de l'accident. »*

La décision avait déjà été prise de construire un nouveau bâtiment répondant aux normes RFS 2001-01 et ce pour entreposer les éléments fissiles et le sodium provenant de MASURCA. Ce nouveau bâtiment devrait être disponible en 2017.

Voici les engagements CEA :

« Dans l'attente de cette échéance, les dispositions suivantes sont envisagées :

- la vidange et l'isolement des circuits d'eau de ville et d'eau glacée dans le GSM, pour limiter au seul circuit d'eau chaude (0,5 m³) la quantité d'eau pouvant être répandue dans ce bâtiment en cas de rupture de canalisation suite à un séisme,
- la mise à niveau des systèmes de collecte et d'évacuation des eaux de pluie, si cela s'avère nécessaire à l'issue des études de réévaluation en cours,
- l'inversion de la forme de pente de l'aire de manœuvre des camions, localisée au nord du BSM, pour favoriser l'écoulement gravitaire des eaux de pluie vers l'aval de l'installation MASURCA.
Enfin, pendant la construction et dans l'attente de la mise en service du nouveau bâtiment d'entreposage de MASURCA, il est décidé le transfert et l'entreposage temporaire des matières fissiles dans une autre installation (MAGENTA). »

REMARQUE :

Il serait opportun d'avoir des dates plus précises pour le déploiement des diverses mesures sur lesquelles « s'engage le CEA ».

OSIRIS

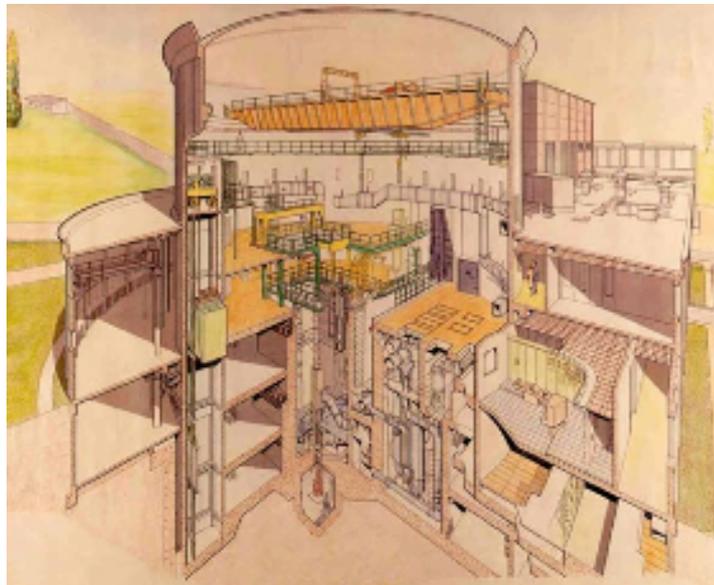
Osiris est un réacteur de recherche de type piscine à cœur ouvert, où l'eau légère joue le rôle de modérateur, de caloporteur et de protection biologique. Il utilise un combustible à plaques de type siliciure (plaques d' U_3Si_2Al gainées d'aluminium, l'uranium est enrichi à moins de 20 % en ^{235}U). Sa puissance nominale est de 70 MW thermiques.

Construit entre 1963 et 1966, sa première divergence a été réalisée en juillet 1966. Le premier cycle a débuté le 8 septembre 1966.

En plus du réacteur OSIRIS, une maquette neutronique ISIS a été prévue pour permettre de tester les configurations de cœur et d'assurer les campagnes de mesure de réactivité, de dosimétrie, de calorimétrie, ... La puissance d'ISIS est de 0,7 MW thermiques.

Le réacteur OSIRIS est utilisé principalement pour :

- *L'irradiation de matériaux ou de combustibles nucléaires destinés aux différentes filières de réacteurs de puissance,*
- *La production de radioéléments artificiels à usage médical,*
- *L'analyse par activation.*



Perspective du réacteur OSIRIS

Cette installation devait être arrêtée en 2012-2013. Mais, cependant, compte tenu des besoins en production de radioéléments artificiels à usage médical (arrêt du réacteur canadien de Chalk River pour fuite, retard du démarrage du réacteur RjH), cet arrêt a été reporté.

Depuis 1999 d'importants travaux ont été réalisés :

- 1999-2000 renforcement des diesels,
- 2007, 2010, 2011 maintenances lourdes sur les diesels,
- 2008 le pont a été renforcé,
- 2009 examen décennal => *Un réexamen de sûreté est réalisé tous les 10 ans. Ces réexamens visent d'une part à se réinterroger sur la sûreté de façon approfondie, d'autre part à définir des axes d'améliorations permettant de rehausser le niveau sûreté à un niveau proche, à défaut d'être équivalent, de celui des installations les plus récentes. Les réexamens de sûreté complètent ainsi le processus continu d'amélioration de la sûreté que constitue l'examen du retour d'expérience de l'exploitation de l'installation.*

L'examen de conformité réalisé au titre du réexamen de sûreté de 2009 n'a pas mis en évidence de non-conformité aussi bien sur le plan de l'adéquation entre les exigences de sûreté définies et les informations relatives au référentiel de sûreté ou bien relatives aux contrôles et essais périodiques, que sur le plan de l'état général des équipements. L'ASN a estimé que l'examen de conformité n'appelle pas de remarque particulière et que le vieillissement des principaux équipements assurant les fonctions importantes pour la sûreté apparaît correctement maîtrisé.

-2010 l'INB a procédé à la mise en place d'un système d'arrêt automatique du réacteur OSIRIS sur détection de séisme dans le cadre d'importants travaux d'amélioration de la sûreté. Le seuil d'action de cet automatisme correspond à une sollicitation de l'ordre de 0,04.g pour une bande d'analyse de 0,1 à 12,5 Hz, valeur très inférieure au séisme forfaitaire résultant de l'application de la RFS 2001-01 au site de Saclay.

Ce système est classifié « Élément Important pour la Sûreté ».

-2011 expertise « incendie »

Résistance au séisme : améliorations à prévoir

Un séisme de niveau supérieur à 1,5 fois le niveau du séisme forfaitaire applicable au centre CEA de Saclay peut provoquer des inondations localisées par destruction des bassins des aérorefrigérants ou rupture de tuyauterie. Les dispositions suivantes sont envisageables pour renforcer la robustesse de l'installation et/ou faciliter les interventions après inondation:

- Secourir par le GUS le ventilateur de la ventilation de sauvegarde placé à 2 m de hauteur et les équipements permettant de configurer la ventilation sur le hall pile OSIRIS, afin de filtrer les rejets de la ventilation,

- Secourir par le GUS les pompes de relevage du vide annulaire,

- Secourir la pompe de la couche chaude pour assurer une protection biologique dans le hall,

- Fermer la galerie technique assurant la liaison entre le local épuration à -4m galerie couronne et les aérorefrigérants pour éviter toute entrée d'eau liée à une rupture de bassins,

- Étendre l'utilisation de murets autour de tous les passages donnant accès au niveau -4m à partir du niveau 0 m.

(GUS : Groupe d'Ultime Secours !)

Synthèse

Après analyse notamment des effets falaises, il est signalé que, à part renforcer la stabilité du plancher situé à +8m (garanti seulement pour 0,7 le niveau du séisme forfaitaire (SF) au lieu des 1,3 requis), le risque d'effet falaise sera écarté.

Suite aux analyses « inondations, pertes alimentations électriques, séisme », le CEA propose les améliorations suivantes :

Marges sismiques :

-renforcement de l'ancrage du plancher métallique du niveau +8m ;
-mise en place de sources électriques durcies pour alimenter les ponts du hall pile et les ateliers chauds ;
-modification du système d'arrêt de la montée des ponts sur détection d'irradiation en surface (piscines et canaux) ;

-appoint d'eau 150 m³ si la piscine du réacteur est en niveau bas.

Evolutions de la prévention face à l'inondation, face aux conditions extrêmes, face au cumul séisme/inondation interne ou externe

-Secours alimentation des pompes relevage du vide annulaire (délais avant eau dans le hall) ;
-Secours alimentation de la pompe de la couche chaude (protection biologique) ;
-Isolation de la galerie technique entre le niveau -4m galerie couronne et les réfrigérants ;
-Utilisation de murets autour des passages donnant accès au niveau -4m galerie couronne ;
-Isolation du tunnel reliant le laboratoire P. Sue et Osiris ;
-Disposition interdisant le soulèvement des cuves acide, soude et fuel ou empêchant l'eau d'accéder aux rétentions (protéger l'environnement et assurer l'autonomie des diesels);
-Installation d'une plaque fermant l'entrée d'air de pulsion.

Évolutions pour améliorer les installations électriques

-procédures de conduite en cas de perte du réseau EdF ;
-protocole de gestion gazole et huile : définition des stocks minimaux et leur surveillance ;
-secours de l'alimentation de la pompe circuit de remplissage (diminuer la baisse d'eau piscines et canaux) ;

-procédure pour faire l'appoint en huile et gazole, groupe en marche ;

-secours alimentation d'un ventilateur de la ventilation de sauvegarde ;

-secours des pompes de transfert de la bache de vidange vers la piscine Osiris.

Évolutions visant à améliorer le refroidissement du combustible

-modification du système d'arrêt de montée des ponts sur détection d'irradiation en surface (piscines et canaux) ;

- stock de sacs de sable (obstruer une fissure en fond de piscine ou de canal) ;
- procédure de conduite en cas de baisse niveau de la piscine d'Osiris
- mise en place de sources électriques durcies pour alimenter les ponts du hall pile et les ateliers chauds ;
- secours de l'alimentation du ventilateur de la ventilation de sauvegarde (+2m) et des équipements configurant la ventilation du hall pile Osiris ;

Evolutions facilitant l'exploitation post-accidentelle

- remplacement des portes remises des équipements FLS par des portes souples (accès facilité) ;

REMARQUE : OSIRIS date de 1966. Des rénovations, des mises à niveau ont été menées. Il devait être arrêté en 2012 : il faudra le surveiller car malgré les réfections effectuées sur ce réacteur, ce peut être insuffisant.

PHENIX

La Centrale Phénix et ses installations annexes qui constituent l'Installation Nucléaire de Base N° 71, sont implantées sur la rive droite du Rhône sur le site nucléaire de Marcoule près de Bagnols-sur-Cèze dans le département du Gard. L'exploitant nucléaire de la Centrale Phénix est le Commissariat à l'Energie Atomique (CEA).

Phénix est une Centrale nucléaire prototype de la filière des Réacteurs à Neutrons Rapides à sodium (RNR) d'une puissance électrique de 250 MWe et d'une puissance thermique de 563 MWth lorsqu'elle était en fonctionnement. Sa construction a débuté en 1968 pour une mise en service industrielle le 14 juillet 1974.

La fin du fonctionnement divergé du réacteur a été prononcée le 1er février 2010.

La Centrale Phénix était, à l'origine, un ensemble industriel exploité par une association entre le Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA) et Électricité de France (EdF). À la suite de son arrêt définitif de production d'électricité en 2009, la Centrale est rattachée uniquement au CEA.

Les bâtiments principaux sont alignés parallèlement au Rhône suivant un axe sensiblement Nord-Sud et disposés sur une plateforme de quelques hectares aménagée à la cote + 38,7 mNGF. Ils forment un ensemble d'environ 150 mètres de long sur 42 mètres de large.

SYNTHESE

Le CEA a considéré le réacteur dans l'état suivant :

«- Le réacteur est à l'arrêt depuis plus de 17 mois ; la fin du fonctionnement divergée ayant été prononcée le premier février 2010,

- Des assemblages combustibles fissiles et fertiles sont présents dans le réacteur et le barillet de stockage. Compte tenu de la date de fin du fonctionnement divergé, ces assemblages ont une puissance résiduelle faible, ne nécessitant plus aucun moyen de refroidissement,

- Le sodium du circuit primaire du réacteur est à une température réduite par rapport au fonctionnement divergé,

- Les circuits sodium secondaire du réacteur sont vidangés de leur sodium. Ce sodium est stocké dans des réservoirs prévus à cet effet. »

Phénix est arrêté, mais il est en Mise à l'Arrêt (MAD). Son dossier de Mise à l'Arrêt Définitif et de Démantèlement (MAD-Dem) est en cours et les opérations devraient commencer fin 2013. Si le décret de MAD-Dem est signé. 2 étapes importantes pour la réduction des risques radiologiques et chimiques :

« - 2017 : fin du déchargement des éléments du cœur (évacuation de plus de 99% de la radioactivité contenue dans l'installation)

- 2023 : fin du traitement du sodium coulable (traitement de plus de 99% du sodium présent dans l'installation). »

Le démantèlement a commencé dès 2009, pour réduire les risques : évacuation des substances dangereuses excédentaires, aménagement de locaux....

Les ECS ont été menés pour le séisme, l'inondation et le cumul des deux, en recherchant un effet falaise. Pour Phénix, cet effet pourrait venir :

« - d'une dissémination de matière radioactive,

- des risques liés au sodium,

- d'un risque de criticité.

Les structures et équipements dont l'endommagement ou la ruine sous les situations extrêmes retenues pour l'évaluation complémentaire de sûreté pourraient conduire à un effet falaise sont qualifiés d'essentiels. »

« Les structures et équipements essentiels identifiés vis-à-vis de ces différents risques sont :

Risque de dissémination de matière radioactive :

*dans le bâtiment réacteur : la cuve d'Enceinte Primaire (en cas de fuite des 2 premières cuves), les structures de supportage de la cuve d'Enceinte Primaire, les pièges froids primaires,

*dans le bâtiment des Manutentions : la cellule des Eléments Irradiés, la cellule Annexe.

Risque lié au sodium :

*dans le bâtiment réacteur : les réservoirs de sodium primaire,

*dans le bâtiment des manutentions : le barillet de stockage, le réservoir de vidange du circuit de purification du barillet, le piège froid du barillet,

*dans le bâtiment des Générateurs de Vapeur (sous-sol) : les réservoirs de stockage du sodium secondaire, les circuits auxiliaires des circuits sodium secondaires. »

REMARQUE

Compte tenu de la liste impressionnante de matériels sensibles et de leurs interactions potentielles suite à une chute, il convient au plus vite de sécuriser ces entreposages.

Séisme

**Bien que le réacteur date des années 1974 il est affirmé que les bâtiments contenant des éléments importants pour la sûreté sont correctement dimensionnés. Donc rien à modifier
Il faudra être plus prudent.**

Inondation

Comme la plateforme risque d'être submergée : des études complémentaires peuvent être envisagées :

« -évaluation de la marge sur le débit du Rhône avant atteinte de la plateforme Phénix, compte tenu des déversements,

-étude de création d'ouvertures entre certains locaux en sous-sol afin de favoriser un déversement d'une éventuelle inondation vers l'IFE dont tous les équipements sont définitivement arrêtés,

-établissement d'une procédure de préparation des moyens mobiles de pompage dans les locaux identifiés en cas de crue annoncée,

-mise à disposition de moyens permettant de limiter l'entrée d'eau dans les locaux (boudins anti-inondation,...),

-évaluation de la tenue à une hauteur d'eau des traversées coupe-feux identifiés entre les bâtiments réacteur, manutention et GV. »

auxquelles il faut ajouter pour le cas de fortes pluies ET de crue :

« - étudier le dimensionnement du réseau d'eaux pluviales de la Centrale vis-à-vis de sa capacité à évacuer les pluies de très forte intensité, dépassant les intensités déjà rencontrées,

- et réaliser des visites périodiques des réseaux de collecte des eaux pluviales de la Centrale. »

Autres phénomènes naturels extrêmes liés à l'inondation

Il convient en cas de conjonction séisme – tempête de prévoir les actions suivantes :

« -d'étudier la création d'une voie préférentielle d'écoulement de l'eau dans le bâtiment réacteur vers les alvéoles du radier, en évitant le contact avec des équipements sodium,

- d'étancher une trémie donnant accès à un réservoir sodium situé en point bas du bâtiment réacteur,

- de mettre en place une consigne d'arrêt des pompes d'eau brute suite à un séisme. »

Perte des sources électriques et des sources froides

Les analyses menées montrent que, compte tenu entre autres de la puissance résiduelle faible des assemblages combustibles présents dans le réacteur et le barillet, la perte totale des alimentations électriques et la perte totale du système de refroidissement ne présentent pas de risque d'effet falaise.

Moyens de gestion des accidents graves

Bien évidemment la crise est gérée par les moyens humains et de communication mis en œuvre au titre du PUI du centre de Marcoule.

Mais il faut tout de même que Phénix soit autonome au plan conduite et mise en repli de l'installation.

« Du point de vue technique, la gestion des différentes situations à risque d'effet falaise ne demande pas la réalisation de manœuvre significative de l'installation.

Les principaux moyens à mettre en œuvre sont relatifs à :

- moyens de lutte contre les inondations,
- moyens de lutte contre les feux de sodium,

-moyen de lutte contre l'incendie tout simplement qui pourrait déclencher une catastrophe.

Dans ces domaines, les dispositions complémentaires pouvant être envisagées sont précisées ci-après.

Protection en cas d'inondation :

- établissement d'une procédure de préparation des moyens mobiles de pompage en cas de crue annoncée,
- approvisionnement et pré-positionnement de moyens de protection (boudins anti-inondation,) pour protéger les accès de la station de pompage, du bâtiment réacteur, du bâtiment des manutentions et du bâtiment des générateurs de vapeur.

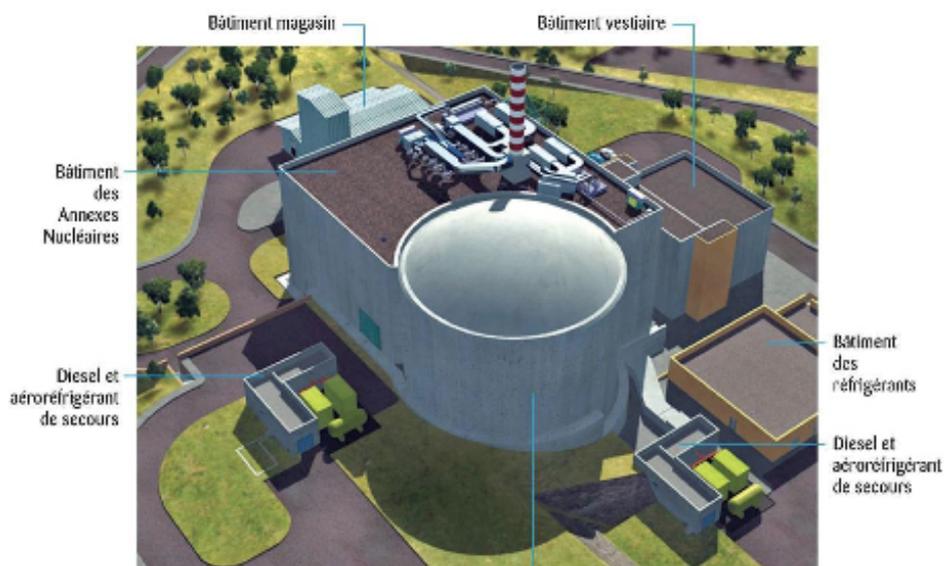
Lutte contre les feux de sodium :

- étude de la mise en place de citernes d'argon ou d'azote et de moyens d'injection pour assurer l'inertage de certains locaux sodium,
- étude de moyens d'injection de poudre MARCALINA dans ces locaux sodium afin d'assurer l'extinction d'un feu, »

REMARQUE : Phénix est en démantèlement : il faut dès à présent commencer à mettre tous les bâtiments en sécurité. En particulier, il faut bien vérifier le confinement des matières dangereuses, sodium et autres produits. Il faut se rappeler que la poudre Marcalina sert pour les feux en nappes mais pas pour les feux de sodium en jet pulvérisé.

Il ne faut pas oublier l'éventualité d'un incendie dans une installation en démantèlement, incendie qui serait difficile à circonscrire, notamment à cause de la présence de sodium.

REACTEUR JULES HOROWITZ ou RJH



Le Commissariat à l'énergie atomique a été autorisé à créer cette installation par décret n° 2009-1219 du 12-10- 2009.

L'installation RJH comprend principalement :

- une unité nucléaire (UN), constituée du bâtiment réacteur (BUR) et du bâtiment des annexes nucléaires (BUA),
- des bâtiments nucléaires associés :
 - un bâtiment vestiaires (BAV),
 - deux bâtiments de sauvegarde (BAS A et BAS B), comprenant chacun un groupe électrogène de sauvegarde ainsi que des batteries (SUS), et supportant chacun un aérorefrigérant de sauvegarde,
 - deux galeries protégées (BAG A et BAG B) assurant la liaison entre les BAS et le BUA, - des bâtiments de moyens supports :
 - un bâtiment des réfrigérants (BMR), abritant les échangeurs des circuits secondaire et tertiaire de refroidissement du réacteur,
 - un bâtiment qui abrite le diesel de disponibilité (BAD)
 - une galerie (BMN) assurant la liaison entre le BMR et le BUA,
 - d'autres bâtiments abritant des magasins, des bureaux, ...

ETAT D'AVANCEMENT

Le RJH est un réacteur permettant de réaliser des irradiations à haut flux de neutrons, afin en particulier :

- d'effectuer des expériences visant à améliorer ou qualifier les matériaux et les combustibles des réacteurs actuels et à venir,
- de produire une quantité significative de radioisotopes à usage médical, répondant ainsi à des enjeux pour la santé publique.

Le RJH sera constitué de deux bâtiments principaux (un bâtiment réacteur et un bâtiment annexe) et d'un ensemble de bâtiments supports constituant une Installation Nucléaire de Base (INB 172).

Sa première divergence est prévue en 2016.

SYNTHÈSE

Bilan de l'évaluation complémentaire de la sûreté

Le RJH est en construction et l'exercice ECS a permis « d'identifier que le dimensionnement tel que prévu comporte un ensemble de marges intrinsèques permettant d'ores et déjà de supporter des situations plus critiques que celles induites par les événements inclus dans le dimensionnement. »

L'ECS identifie

- un coefficient de marge en accélération sur les structures compris entre 1,5 et 2 vis-à-vis du séisme

de dimensionnement,

- une absence d'effet falaise lié à l'inondation externe,
- une large autonomie (plus de 3 jours) vis-à-vis de l'extérieur en cas de perte des alimentations électriques externes pour parvenir à l'état sûr du réacteur (atteignable en moins de deux heures),
- une totale indépendance vis-à-vis de l'extérieur en cas de perte des sources froides pour parvenir à l'état sûr du réacteur,
- une très grande autonomie de l'installation (supérieure à un mois) vis-à-vis de l'extérieur en cas de perte des sources froides et des alimentations électriques une fois l'état sûr atteint (supérieure à un mois).

Cependant des évolutions sont possibles :

- « -augmenter les marges sismiques de certains équipements/fonctions critiques face au cas séisme :
 -augmenter la robustesse des sources électriques internes,
 -augmenter la capacité de refroidissement du combustible,
 -faciliter l'exploitation post-accidentelle. »

Listes des évolutions

Evaluation de propositions de dispositions complémentaires qui pourraient être mises en place au regard de l'amélioration qu'elles seraient susceptibles d'apporter en termes de résistance des composants, de renforcement de l'indépendance entre les différents niveaux de défense de l'installation ou de gestion de l'accident

Evolutions visant à augmenter les marges sismiques de certains équipements	Gains attendus
Surdimensionnement des ancrages des racks d'entreposage du combustible neuf	Accroissement de la robustesse de l'entreposage du combustible à sec au-delà du SDD
Introduction de marge de dimensionnement sur les galets et voies de roulement de la passerelle positionnée au dessus de la piscine réacteur (RMD)	Accroissement de la robustesse de la passerelle au-delà du SDD
Accroissement du jeu entre l'Unité Nucléaire et les galeries de sauvegarde	Accroître la robustesse des circuits de sauvegarde au-delà du SDD
Evolutions visant à augmenter la robustesse des sources électriques internes	Gains attendus
Déplacement du Diesel de Disponibilité (DS) et sa transformation en Groupe d'Ultime Secours (GUS)	Renforcer la disponibilité des sources électriques de sauvegarde
Homogénéisation de la puissance des batteries d'ultime secours (SUS)	Augmentation de l'autonomie des matériels secours en voie B
Evolutions visant à augmenter la capacité de refroidissement du combustible	Gains attendus
Création de 2 piquages sur les circuits de réfrigération de sauvegarde (RUS).	Permettre à des moyens externes (camion citernes équipés d'une pompe autonome) d'alimenter en eau froide le circuit RUS
Entreposage d'un volume d'eau dans les capacités de vidange des piscines (EPV) pour assurer l'appoint d'eau des piscines en secours	Création d'un stockage interne d'eau permettant de réalimenter les piscines sans apport extérieur
Dimensionnement au séisme de la partie du circuit (EPL) permettant d'alimenter la piscine réacteur à partir du stockage interne ci-dessus	Accroître la robustesse du circuit d'appoint
Extension de la fonction du système ultime de récupération d'eau en casemates du bâtiment réacteur	Permettre la collecte puis la réinjection en piscine des fuites dans les zones attenantes à la piscine réacteur
Création d'un piquage entre les piscines du BUA et la ligne de connexion extérieure à l'UN d'appoint d'eau ultime	Permettre à des moyens externes de réalimenter en eau les piscines du BUA en plus de la piscine du BUR
Evolutions visant à faciliter l'exploitation post-accidentelle	Gains attendus
Aménagement d'une vanne d'isolement et d'un raccord pompier dans la partie basse du voile béton de la zone des appuis parasismiques	Gestion facilitée d'une inondation de l'encuvement
Ajout de capteurs spécifiques (suivi de niveau d'eau en piscines)	Renforcer la disponibilité d'informations en cas d'accident
Adaptations locales des VRD	Minimiser l'impact d'une inondation liée à la rupture de la source froide

REMARQUE :

Le RJH est donc un réacteur de recherche qui doit démarrer seulement en 2016.

Le bilan de l'exercice ECS sera positif puisqu'il aura permis de mettre en évidence le besoin de points d'amélioration.

Ce réacteur est destiné à remplacer OSIRIS qui date de 1966 et qui aurait dû être stoppé en 2012.
