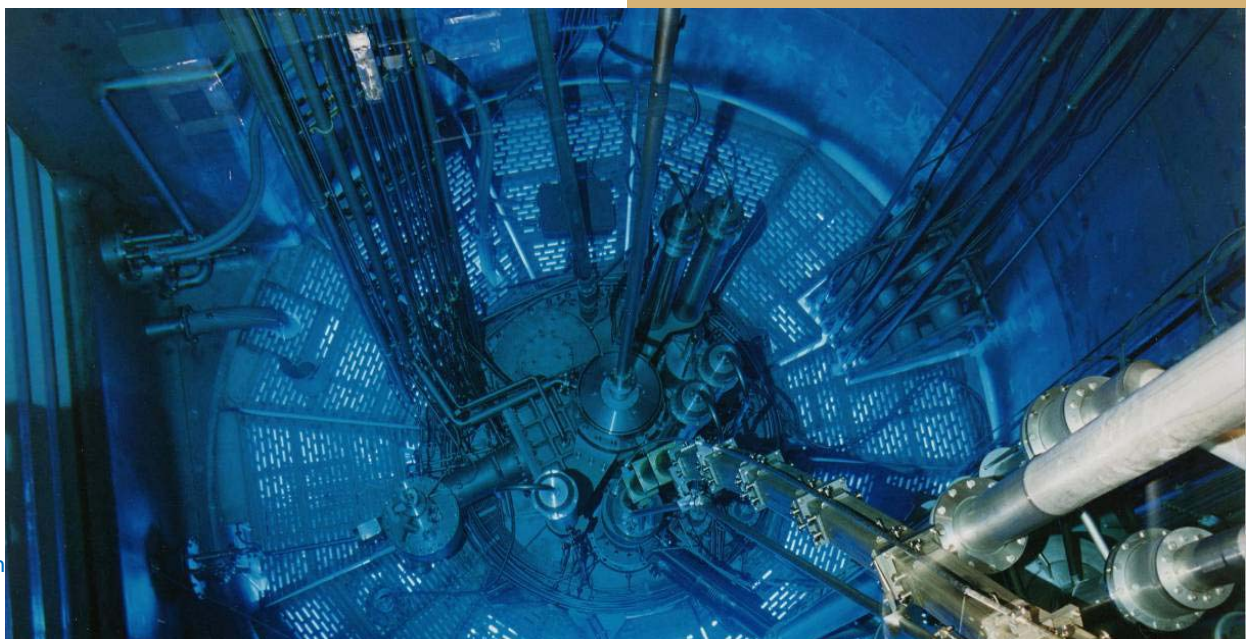


EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA



Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399		Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA		

Champ d'application et résumé

Historique des évolutions

Indice	Date	Commentaires/objet des évolutions d'indice

Destinataires

	Rédacteur (s)			Vérificateur (s)	Approbateur
Nom	DESBRIERE	CAILLOT	BIDET	Voir page suivante	GUYON
Visa					

Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Nom du vérificateur	Partie vérifiée (chapitre, paragraphe...)	Visa
Pierre Yves BARD (Institut des Sciences de la Terre)	Chapitre 3 - § 3.3.1	
Fabrice COTTON (Institut des Sciences de la Terre)	Chapitre 3 - §3.3.1	
Laurent PACALLET Chef du Service Electricité Electronique	Chapitre 6	
Frédérique FRERY Chef du Service Mécanique	Chapitre 6	
Laurent BRAYER Chef du Service Exploitation gardiennage	Chapitres 7 et 8	
Jean Louis DURIEU Groupe Projets	Ensemble du document	
Christian VETTIER EPN Campus	Ensemble du document	

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 0 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 0 Présentation

0.	CONTEXTE ET PRESENTATION DU RAPPORT	10
1.	CARACTERISTIQUES DE L'INSTALLATION.....	15
1.1	Localisation	15
1.2	Exploitant.....	16
1.3	Environnement industriel.....	17
1.3.1	Etablissements ayant une activité nucléaire.....	17
1.3.2	Etablissements n'ayant pas d'activité nucléaire	17
1.3.3	Installations pouvant causer des risques vis à vis de l'ILL.....	18
1.4	Caractéristiques de l'installation.....	18
1.4.1	Description générale de l'installation	18
1.4.2	Principales caractéristiques	19
1.4.3	Inventaire radiologique de l'installation	20
1.4.4	Spécificités des installations importantes pour la sûreté.....	21
1.4.4.1	Installations ou systèmes participant à la maîtrise de la réactivité	21
1.4.4.2	Installations ou systèmes participant à la maîtrise de la sous criticité	21
1.4.4.3	Installations ou systèmes participant à la maîtrise du refroidissement.....	21
1.4.4.4	Installations ou systèmes participant à la maîtrise du confinement	23
1.4.4.5	Poste de contrôle de secours	24
1.4.5	Contexte des études de sûreté vis-à-vis du dimensionnement du PUI.....	24
2.	ETUDE DE SURETE MACROSCOPIQUE - IDENTIFICATION DES SSC CLES	28
2.1	Objectif de l'étude macroscopique	28
2.1.1	Perte des fonctions de sûreté.....	28
2.1.2	Enjeu radiologique.....	29
2.1.3	Identification des effets falaise.....	29
2.1.4	Grille de lecture des fiches d'analyse	29
2.2	Perte de la maîtrise de la réactivité.....	32
2.2.1	Ejection d'un absorbant	33
2.2.2	Rupture d'un dispositif expérimental dans le bloc pile	35
2.2.3	Rupture en piscine du collecteur d'entrée d'eau lourde	35
2.3	Perte de la maîtrise du refroidissement.....	37
2.3.1	Elément en puissance dans le bloc pile	37
2.3.1.1	Etude du refroidissement du cœur niveau d'eau lourde sous les clapets de convection naturelle 40	
2.3.1.2	Etude du refroidissement du cœur fondu sans eau sur le cuvelage piscine.....	42
2.3.1.3	Blocage des trois clapets de convection naturelle	42
2.3.1.4	Rupture de tuyauteries d'eau lourde.....	43

Page : 1 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Sommaire	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

2.3.1.5	Rupture d'un doigt de gant.....	49
2.3.1.6	Rupture d'un nombre important de doigts de gant.....	52
2.3.2	Elément utilisé en refroidissement dans le bloc pile	54
2.3.3	Elément utilisé en refroidissement dans une hotte	55
2.3.3.1	Brèche sur le circuit D ₂ O pendant l'opération de déchargement	55
2.3.3.2	Brèche sur le canal 2 pendant les 50 jours de refroidissement de l'ECI dans la hotte.....	56
2.3.3.3	Brèche sur les circuits lors de l'opération de changement d'eau.....	57
2.3.4	Éléments utilisés en refroidissement dans le canal 2.....	58
2.4	Perte de la maîtrise du confinement.....	59
2.4.1	Deuxième barrière : circuit primaire	59
2.4.1.1	Rejet de l'inventaire en PF et en Tritium dans la nappe phréatique	59
2.4.2	Troisième barrière : double enceinte de confinement.....	60
2.4.2.1	Conception générale.....	60
2.4.3	Bâtiment détritiation.....	62
2.5	Perte de la maîtrise de la réactivité et du confinement	62
2.5.1	Ejection d'un absorbant + perte de l'AU et perte du confinement	62
2.5.2	Rupture collecteur entrée D ₂ O + perte de l'AU et perte du confinement	63
2.6	Perte de la maîtrise du refroidissement et du confinement	64
2.6.1	Perte de la convection naturelle et perte du confinement.....	64
2.6.2	Brèche sur le circuit D ₂ O et perte du confinement.....	65
2.6.2.1	Pendant le fonctionnement en puissance	65
2.6.2.2	Pendant le refroidissement dans le bloc pile	66
2.6.3	Dénoyage de l'ECI pendant le déchargement et perte du confinement.....	67
2.6.4	Non renoyage de l'ECI pendant le changement d'eau et perte du confinement.....	67
2.6.5	Dénoyage des ECI dans le canal 2 et perte du confinement	68
2.7	Perte de la maîtrise de la réactivité et du refroidissement	68
2.8	Perte de la maîtrise de la réactivité, du refroidissement et du confinement.....	68
2.9	Conclusion de l'étude de sûreté macroscopique – liste d'éléments clés	69
2.10	Liste des agresseurs potentiels des éléments clés	70
2.10.1	Collecteur d'entrée D ₂ O	70
2.10.2	Arrêt d'urgence	70
2.10.3	Isolement d'enceinte.....	71
2.10.4	Génie civil et cuvelage canal 2.....	71
2.10.5	Circuit d'eau de secours.....	71
2.10.5.1	Partie dans le bâtiment réacteur ILL 5.....	71
2.10.5.2	Partie dans le bâtiment PCS.....	72
2.10.6	Circuit d'effluents gazeux.....	72

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 2 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Sommaire

2.10.7	Circuit renoyage hotte et ponté d'urgence.....	72
2.10.8	Circuit primaire.....	72
2.10.9	Doigts de gant.....	73
2.10.10	Vannes de sécurité	73
2.10.11	Enceinte béton	73
2.10.12	Tableau de synthèse	74
3.	SEISME.....	77
3.1	Dimensionnement de l'installation au séisme	77
3.1.1	Construction du bâtiment réacteur	77
3.1.2	Chargements sismiques pris en compte pour les confortements réalisés dans le cadre du GP 2002	77
3.1.2.1	Détermination de l'aléa selon la RFS 2001-01	77
3.1.2.2	Synthèse des spectres de dimensionnement utilisés pour les renforcements depuis 1994	79
3.1.3	Dispositions de protection.....	83
3.1.4	Conformité de l'installation.....	83
3.1.4.1	Etat des lieux	83
3.1.4.2	Plan d'action pour le traitement des non conformités	87
3.2	Evaluation des marges.....	87
3.2.1	Evaluation des marges pour les SCC clés et agresseurs type Génie civil du bâtiment réacteur	87
3.2.1.1	Bases de d'analyse.....	88
3.2.1.2	Description de la structure du bâtiment réacteur	88
3.2.1.3	Séisme de référence.....	94
3.2.1.4	Rappel de la méthodologie de l'étude de réévaluation et de renforcement sismique.....	95
3.2.1.5	Principe de décomposition des marges et évaluation de la marge globale	95
3.2.1.6	Identification des zones critiques de la structure	97
3.2.1.7	Evaluation des marges sur les éléments critiques.....	98
3.2.1.8	Marge globale du bâtiment par rapport au dimensionnement selon le spectre SMS RFS81	102
3.2.1.9	Marge globale du bâtiment par rapport au spectre SMS RFS 2001 IRSN	103
3.2.2	Evaluation des marges pour les SSC clés et agresseurs type équipement.....	104
3.2.2.1	Principe d'évaluation des marges sur les équipements.....	104
3.2.2.2	Evaluation des marges sur chaque équipement.....	105
3.2.3	Analyse des marges dans le cadre d'un walkdown.....	124
3.2.4	Tableau récapitulatif des marges	126
3.3	Evaluation de la robustesse de l'installation et propositions de renforcement	127

Page : 3 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Sommaire	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

3.3.1	Caractère « plausible » des niveaux d'accélération du sol produisant les effets falaise	127
3.3.1.1	Incertitudes liées aux choix/hypothèses faites dans l'étude d'application de la RFS 2001-01	128
3.3.1.2	Incertitudes inhérentes à la RFS 2001-01	128
3.3.1.3	Caractérisation du SMS sous l'angle probabiliste.....	130
3.3.1.4	Peut-on parler d'un niveau de séisme maximum possible ?.....	131
3.3.1.5	En forme de conclusion ?	132
3.3.2	Synthèse du dimensionnement par rapport à l'aléa extrême « plausible »	133
3.3.3	Maîtrise de la réactivité.....	137
3.3.4	Maîtrise du refroidissement	137
3.3.4.1	Circuit d'événements et de vidange D ₂ O sur les canaux du niveau C, circuit DRG, circuit épuration	138
3.3.4.2	Tuyauteries CRAB en A13 et au niveau B.....	140
3.3.4.3	Rupture d'un doigt de gant aluminium	142
3.3.4.4	Rupture d'un nombre important de doigts de gant ou de la tuyauterie principale D ₂ O	144
3.3.5	Maîtrise du confinement	145
3.3.5.1	Fusion à l'air à froid.....	146
3.3.5.2	Fusion à l'air à chaud.....	146
4.	INONDATION	152
4.1	Dimensionnement de l'installation.....	152
4.1.1	Inondation de dimensionnement.....	152
4.1.1.1	Le Drac	152
4.1.1.2	L'Isère	153
4.1.1.3	Les crues naturelles de l'Isère et du Drac.....	153
4.1.1.4	Hypothèses retenues à la conception du RHF	154
4.1.1.5	Estimation des crues de période de retour supérieure ou égale à 200 ans.....	155
4.1.1.6	Remontée de nappe phréatique	155
4.1.1.7	Conclusion	156
4.1.2	Dispositions de protection.....	156
4.1.2.1	Dispositifs anti-crue.....	156
4.1.2.2	Dispositif de protection vis-à-vis de la rupture du barrage du Monteynard.....	157
4.1.3	Conformité de l'installation.....	157
4.2	Evaluation des marges.....	157
4.2.1	Justification des niveaux atteints lors de la rupture des barrages	158
4.2.1.1	Méthode de calcul et hypothèses	158
4.2.1.2	Résultats de l'étude SOGREAH	159
4.2.1.3	Niveaux de référence retenus.....	159

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 4 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Sommaire

4.2.2	Evaluation des marges pour chaque SSC clé/agresseur	159
4.2.3	Evaluation du niveau d'inondation conduisant à l'endommagement du cœur	163
4.2.4	Evaluation du niveau d'inondation conduisant à la perte du confinement.....	164
4.2.5	Modification envisagée de renforcement de la robustesse	164
5.	AUTRES PHENOMENES NATURELS EXTREMES	168
5.1	Conditions météorologiques extrêmes liées à l'inondation	168
5.2	Séisme + inondation.....	168
5.2.1	Hypothèses pour l'étude de cumul d'agressions externes extrêmes	168
5.2.2	Conséquences sur l'installation	169
5.2.3	Modification envisagée de renforcement de la robustesse	169
6.	PERTE DES ALIMENTATIONS ET DU REFROIDISSEMENT	172
6.1	Perte des sources électriques externes	172
6.1.1	Dispositions de conception.....	172
6.1.1.1	Alimentation primaire	173
6.1.1.2	Secours par les groupes Diesel	176
6.1.1.3	Secours par batterie.....	177
6.1.1.4	Secours de l'éclairage.....	181
6.1.2	Perte des alimentations électriques externes.....	182
6.1.3	Durée de fonctionnement des secours en « autarcie »	183
6.1.4	Dispositions de ravitaillement	183
6.1.5	Modification envisagée de renforcement de la robustesse	183
6.2	Perte des sources électriques externes et internes	183
6.2.1	Perte des sources de premier secours	183
6.2.1.1	Conséquences sur le refroidissement du cœur et des combustibles entreposés dans le canal 2	183
6.2.1.2	Mise en sécurité de l'installation - Conséquences sur la maîtrise du confinement et la surveillance de l'installation	183
6.2.2	Perte de toutes les sources de secours	185
6.2.3	Modification envisagée de renforcement de la robustesse	185
6.3	Perte du système de refroidissement ultime	185
6.3.1	Perte de la source froide principale.....	185
6.3.1.1	Dispositions de conception	185
6.3.1.2	Désamorçage du siphon de prise d'eau dans le Drac	186
6.3.1.3	Perte de la source froide principale (Drac)	186
6.3.2	Perte de la source froide principale et de la source de secours.....	187
6.3.2.1	Description du circuit d'eau de secours (CES)	187
6.3.2.2	Mise en service du CES en cas de fuite de la piscine	188

Page : 5 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Sommaire	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

6.3.3	Modification envisagée de renforcement de la robustesse	189
6.4	Perte cumulée de la source froide principale et de toutes les alimentations électriques	189
7.	GESTION DES ACCIDENTS GRAVES	193
7.1	Mesures de gestion du refroidissement cœur	193
7.1.1	Avant endommagement du combustible	193
7.1.1.1	Maintien du niveau d'eau dans le bloc pile	193
7.1.1.2	Intervention au bridage arrière	202
7.1.2	Après endommagement du combustible	206
7.1.3	Après défaillance de la cuve	206
7.1.3.1	Contrôle du niveau d'eau dans la piscine réacteur	206
7.1.3.2	Alimentation de la piscine en eau interne au bâtiment réacteur	206
7.1.3.3	Alimentation du bloc pile en eau externe au bâtiment réacteur	208
7.1.3.4	Disponibilité et opérabilité de la gestion de la perte de l'inventaire en eau dans le bloc pile	209
7.2	Mesure de gestion du confinement après endommagement du combustible	210
7.2.1	Gestion du risque hydrogène	210
7.2.2	Gestion du risque de surpression.....	213
7.2.2.1	Contrôle de la pression dans le bâtiment réacteur	214
7.2.2.2	Maintient de la dépression dans le bâtiment réacteur	214
7.2.2.3	Gestion de la surpression de l'espace annulaire	215
7.2.3	Gestion du risque de re-criticité	218
7.2.4	Gestion du risque de percement du radier	218
7.2.5	Besoin en alimentation électrique pour gérer ces risques	218
7.3	Mesures de gestion du refroidissement des ECI en piscine	218
7.3.1	Gestion de la perte de la protection biologique.....	219
7.3.1.1	Contrôle du débit de dose au niveau D au-dessus du canal 2	219
7.3.1.2	Intervention	220
7.3.2	Gestion du maintien de l'inventaire en eau des ECI en refroidissement dans une hotte	220
7.3.2.1	Contrôle des niveaux d'eau dans la hotte.....	222
7.3.2.2	Maintien de l'inventaire en eau dans la hotte.....	223
7.3.2.3	Ponte d'urgence de l'élément en refroidissement dans les hottes.....	223
7.3.2.4	Disponibilité et opérabilité de la gestion de la perte de l'inventaire en eau dans la hotte	226
7.3.2.5	Enclenchement éventuel du Plan d'Urgence interne (PUI).....	227
7.3.3	Gestion du maintien de l'inventaire en eau des ECI en refroidissement dans le canal 2.....	227
7.3.3.1	Contrôle des niveaux d'eau dans la hotte.....	228
7.3.3.2	Alimentation du canal 2 en eau interne au bâtiment réacteur.....	228

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 6 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Sommaire

7.3.3.3	Alimentation du canal 2 en eau externe au bâtiment réacteur.....	230
7.3.3.4	Enclenchement éventuel du Plan d'Urgence interne (PUI).....	231
7.3.4	Après endommagement du combustible	232
7.4	Effets falaise pour chacune de ces trois catégories d'accident.....	232
7.4.1	Identification de l'effet falaise et délai avant apparition	232
7.4.2	Adéquation des mesures de gestion existantes	232
7.4.2.1	Organisation de crise en situation aggravée.....	232
7.4.2.2	Critères de déclenchement du PUI	232
7.4.2.3	Organisation de crise	233
7.4.2.4	Analyse de l'aggravant séisme	235
7.4.2.5	Analyse de l'aggravant inondation	237
7.4.2.6	Analyse des aggravants, séisme et inondation cumulés	239
8.	CONDITIONS DE RECOURS AUX PRESTATAIRES	244
8.1	Champs d'activité	244
8.2	Modalités de choix des prestataires	248
8.3	Maîtrise des conditions d'interventions	250
8.4	Modalités de surveillance	251
9.	CONCLUSION - SYNTHESE DES RENFORCEMENTS	258
9.1	Dimensionnement du Réacteur à Haut Flux	258
9.2	Structures, système et composants clés.....	258
9.3	Marges disponibles sous séisme vis à vis des situations accidentelles redoutées.....	258
9.4	Traitement des non-conformités.....	259
9.4.1	Vis-à-vis du séisme.....	259
9.4.2	Vis-à-vis de l'inondation	259
9.4.3	Dossier de synthèse de la qualité	260
9.5	Renforcement de la robustesse de l'installation.....	260
9.5.1	Maîtrise de la réactivité.....	260
9.5.1.1	Séisme	260
9.5.1.2	Inondation	260
9.5.1.3	Perte des alimentations électriques externes	260
9.5.1.4	Perte de la source froide.....	260
9.5.2	Maîtrise du refroidissement	261
9.5.2.1	Séisme	261
9.5.3	Maîtrise du confinement	261
9.5.3.1	Séisme	261
9.5.3.2	Inondation	262

Page : 7 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Sommaire	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

9.5.4	Gestion des situations accidentelles	263
	LISTE DES REFERENCES	264
	ANNEXE 1 - INVENTAIRE	269
	ANNEXE 2 - LISTE D'ACRONYMES	271

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 8 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Sommaire

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 9 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 0 Présentation

CONTEXTE ET PRESENTATION **DU RAPPORT**

Page : 10 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 0 <i>Présentation</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

0. CONTEXTE ET PRESENTATION DU RAPPORT

Suite à l'accident nucléaire survenu le 11 mars 2011 à la centrale nucléaire de Fukushima Daïchi dû à un séisme suivi d'un tsunami, l'Autorité de Sureté Nucléaire (ASN) a engagé une démarche d'évaluation complémentaire de la sûreté des Installations Nucléaires de base Française au regard des événements survenus sur cette centrale.

Dans ce cadre, l'ASN a publié le 5 mai la Décision n° 2011-DC-0216 demandant à l'Institut Max Von Laue – Paul Langevin (ILL), exploitant du Réacteur à Haut Flux (Installation Nucléaire de Base (INB) n° 67), de procéder à cette évaluation complémentaire selon le cahier des charges joint à la décision et intitulé « Cahier des charges de l'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima : risques d'inondation, de séisme, de perte des alimentations électriques et de perte du refroidissement, ainsi que la gestion opérationnelle des situations accidentelles ».

Conformément à cette décision, l'ILL a transmis à l'ASN, le 27 mai, une note présentant la méthodologie et l'organisation retenues pour répondre à ce cahier des charges (1). Suite à l'instruction de cette note par l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), (fax questions (2) et fax réponse (3)), l'ILL a pris 22 engagements pour le GP du 6 Juillet 2011 sur l'examen des démarches mises en œuvre par les exploitants pour les évaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima. Dans sa lettre (4) et suite à la réunion du Groupe Permanent (GP), l'ASN a pris position sur la méthodologie présentée par l'ILL.

Le présent document constitue le rapport d'évaluation répondant au cahier des charges. Il répond également à la demande complémentaire de l'ASN formulée dans le courrier cité précédemment et est conforme aux 22 engagements pris par l'ILL. Ce rapport est constitué de 8 chapitres dont le contenu est le suivant :

- **Chapitre 1** : Ce chapitre présente l'installation et son environnement immédiat. L'accent est mis sur les spécificités des Structures, Systèmes et Composants (SSC) de l'installation, importants pour la sûreté. Le format de cette partie est imposé par le cahier des charges de l'ASN.
- **Chapitre 2** : L'étude présentée dans ce chapitre n'est pas formellement requise par le cahier des charges de l'ASN ; elle a été proposée pour des raisons méthodologiques par l'ILL et acceptée par l'ASN en conclusion du GP du 6 juillet 2011.

Les études complémentaires de sûreté demandées par l'ASN visent à étudier le comportement de l'installation en réponse à des agressions de plus en plus sévères, sans limiter a priori le niveau de ces agressions par des considérations probabilistes. Il s'agit donc d'étudier des situations largement au-delà de celles retenues pour le dimensionnement en poussant progressivement l'analyse jusqu'à la défaillance de l'ensemble des lignes de défense de l'installation. Ceci permet en particulier de détecter à partir de quel niveau d'agression la réponse de l'installation s'aggrave notablement, ce niveau d'agression constituant alors ce que l'on dénomme un « effet falaise ».

Dans ce cadre, l'ILL a proposé une « étude de sûreté macroscopique » dont l'objectif est d'identifier de façon naturelle et synthétique les SSC clés, SSC dont la perte peut potentiellement mener à un effet falaise. L'intérêt de cette étude est de pouvoir limiter les études de résistance aux agressions présentées dans les chapitres suivants aux agressions des SSC clés. Cette étude de sûreté macroscopique fait l'objet de ce second chapitre. Elle analyse la perte postulée de façon déterministe, indépendamment de toute probabilité d'occurrence, de chacune des trois fonctions de sûreté d'un réacteur - maîtrise de la réactivité, maîtrise du refroidissement et maîtrise du confinement - de façon indépendante, puis cumulée. Pour chacune des situations qui en découlent, l'analyse est poussée jusqu'aux calculs de conséquences radiologiques dans l'environnement. Cette méthode permet alors d'identifier directement les SSC clés, c'est-à-dire les SSC qui, lorsqu'ils sont perdus, conduisent à un effet falaise.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 11 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 0 <i>Présentation</i>

Dans l'engagement n° 2 (4), la définition de l'effet falaise est : « effet correspondant à tout événement (perte de disposition de protection, perte de fonction de sûreté, défaillance d'équipement) qui conduit à une forte discontinuité dans le scénario entraînant une aggravation notable de son déroulement ». L'ILL a pris la décision de traduire les notions de « forte discontinuité » et d'« aggravation notable » de la façon suivante : L'on considère qu'il y a « effet falaise » dans l'étude macroscopique lorsque les conséquences radiologiques dans l'environnement sont telles que la zone « de danger immédiat » dépasse celle du Plan Particulier d'Intervention (PPI).

- **Chapitre 3** : Ce chapitre est consacré au risque sismique. Le format de cette partie est imposé par le cahier des charges. Un premier paragraphe décrit le dimensionnement au séisme et examine la conformité de l'installation par rapport à ce dimensionnement. Le deuxième paragraphe, qui constitue le cœur de ce chapitre, examine les marges dont disposent les SSC clés identifiés au chapitre 2, en particulier vis-à-vis de l'endommagement du combustible et vis-à-vis de la perte du confinement. Ces marges étant déterminées, le troisième paragraphe conclut sur le niveau de séisme auquel résistent les différents SSC Clés et discute le caractère plausible du niveau de séisme à partir duquel apparaissent les éventuels effets falaise. Des propositions de renforcements sont présentées lorsqu'il apparaît que la robustesse de l'installation peut être améliorée pour faire face à un niveau de séisme plausible.
- **Chapitre 4** : Ce chapitre, consacré à l'inondation, est construit de la même façon que le chapitre précédent consacré au risque sismique : dimensionnement, marges, proposition de renforcement(s) éventuel(s).
- **Chapitre 5** : Ce chapitre est relatif aux autres phénomènes climatiques extrêmes et principalement à la situation de cumul séisme et inondation. Pour l'ILL, l'inondation de très loin la plus pénalisante étant due à la rupture de(s) barrages(s), la situation analysée correspond à un séisme suivi d'une rupture de l'ensemble des barrages situés sur le Drac. De ce point de vue, cette situation est très proche de celle vécue à Fukushima où le site a subi un très fort séisme suivi d'un tsunami de grande ampleur.
- **Chapitre 6** : Ce chapitre traite de la perte des alimentations électriques, de la perte des sources froides et enfin du cumul de la perte des toutes les alimentations électriques et de la source froide principale. Les défaillances, postulées de façon déterministe, y sont étudiées en tant que telles et non comme conséquences d'un séisme ou d'une inondation.
- **Chapitre 7** : Ce chapitre est consacré à la gestion des accidents graves. Un premier paragraphe décrit les procédures de gestion du refroidissement du combustible. Un deuxième paragraphe décrit les procédures, après endommagement du combustible, de gestion du confinement. Un troisième paragraphe est spécifiquement consacré aux éléments combustibles usés entreposés en piscine de décroissance. Enfin, les éventuels effets falaise, issus de l'analyse de sûreté macroscopique, dus au délai d'intervention ou à l'inadéquation des mesures de gestion existantes seront discutés.
- **Chapitre 8** : Ce chapitre aborde le thème du recours aux prestataires extérieurs. On y présente les modalités de choix des prestataires, la maîtrise de leurs conditions d'intervention et les modalités de surveillance.
- **Chapitre 9** : Ce dernier chapitre conclut sur la robustesse d'ensemble de l'installation au regard de ce « stress test ». Il synthétise également l'ensemble des renforcements proposés par l'ILL dans le cadre de cette évaluation complémentaire de la sûreté.

Afin de faciliter la lecture de ce rapport, chaque chapitre fait l'objet d'un résumé, permettant de le situer dans l'ensemble du document et présentant les sujets abordés ainsi que les principales conclusions. Une liste des acronymes est donnée en fin de rapport.

Page : 12 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 0 Présentation	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 13 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 0 <i>Présentation</i>

CHAPITRE 1

CARACTERISTIQUES DE L'INSTALLATION

Page : 14 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 1 Caractéristiques	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Résumé

Le Réacteur à Haut Flux est un réacteur à uranium très enrichi refroidi par de l'eau lourde. Le cœur est constitué d'un seul élément combustible très compact en alliage uranium aluminium, la masse d'uranium 235 étant d'environ 8,5 kg pour une masse totale de l'ordre de 150 kg.

Ce réacteur a pour unique objectif de fournir la source de neutrons la plus intense possible utilisée à des fins de recherche fondamentale strictement civile par des équipes de physiciens venus du monde entier.

La cuve du réacteur en eau lourde, qui sert de réflecteur et dont l'objectif est de permettre de disposer d'un grand volume pour en extraire les neutrons utilisés sur les aires expérimentales, est immergée dans une piscine en eau légère d'environ 15 m de profondeur et de 6 m de diamètre.

Les principales spécificités du RHF vis-à-vis de la sûreté sont les suivantes :

- La puissance de fonctionnement est de 57 MW thermique, la durée d'un cycle avec un élément combustible étant de seulement 46 jours. Ces caractéristiques impliquent un inventaire en produits de fission à vie courte de 60 à 100 fois plus faible que dans un réacteur électrogène et en produits de fission à vie longue environ 1000 fois plus faible.
- Une autre conséquence de cette faible puissance pendant des cycles de courte durée est que la puissance résiduelle est faible et décroît rapidement après une chute des barres de sécurité. Ainsi, immédiatement après l'arrêt du réacteur, le passage en convection naturelle permet de refroidir le cœur en totale autonomie, sans aucune alimentation électrique et sans source froide extérieure, grâce à la seule capacité calorifique de la piscine.
- L'enceinte de confinement est double, constituée d'une enceinte béton interne de 40 cm d'épaisseur et d'une enceinte métallique externe de 11 mm d'épaisseur. L'espace inter enceinte est pressurisé en permanence à 135 mbar, ceci permettant de renforcer le confinement statique de l'enceinte béton par le confinement dynamique que représente ce circuit de gonflage de l'espace inter enceinte.
- La fusion totale du cœur dans l'air du hall réacteur a été retenue comme accident de dimensionnement dès l'origine de l'installation. Ce choix est une conséquence de la double spécificité de ce type de machine : un circuit primaire en eau lourde de faible volume (40 m³) ainsi qu'une cuve conçue pour permettre l'extraction et la distribution du maximum de neutrons, ceux-ci représentant la finalité de l'installation. Une rupture sur cette cuve, conduisant à un dénoyage rapide du cœur, a donc été retenue comme accident possible dès la conception. Plusieurs dispositions sont en place pour prévenir le dénoyage des clapets de convection naturelle lors d'un tel événement, afin de garantir le refroidissement correct du cœur. Cependant, dans le cadre de la défense en profondeur, c'est bien la fusion totale du cœur à l'air qui est retenu en tant qu'accident de dimensionnement.

1. CARACTERISTIQUES DE L'INSTALLATION

1.1 Localisation

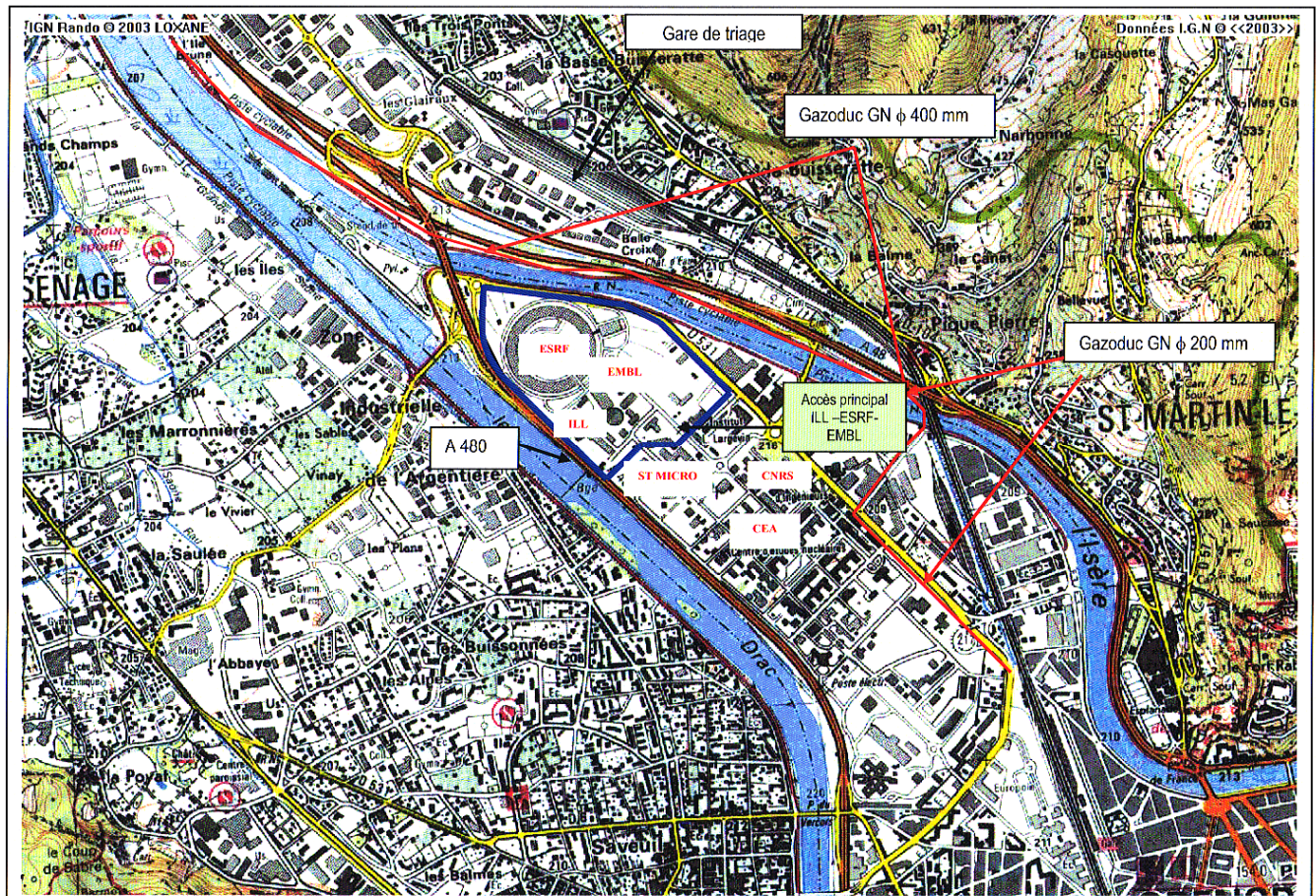
L'ILL, exploitant du RHF, est situé au confluent de l'Isère et du Drac, sur le territoire et à l'extrémité nord-ouest de la commune de Grenoble, au voisinage immédiat de cette ville, au sein du Polygone Scientifique Louis Néel. Il se trouve à une altitude moyenne de 207,00 m NGF et a pour coordonnées :

- 45° 12' de latitude Nord,
- 5° 42' de longitude Est.

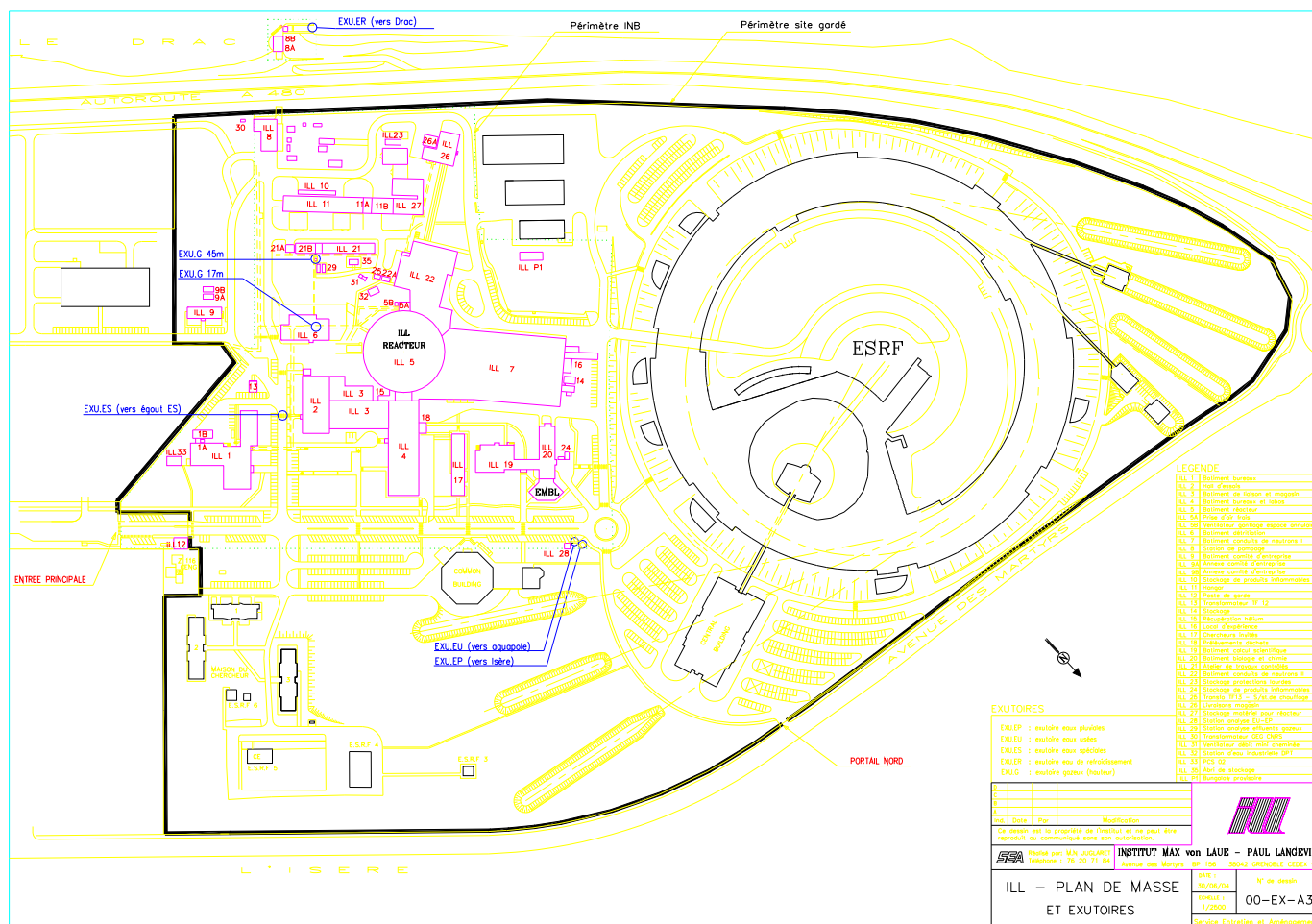
Il est situé à l'entrée de la cluse qui sépare les massifs du Vercors et de la Chartreuse qui tous deux, dépassent 2000 mètres d'altitude. A l'Est, la chaîne de Belledonne, distante d'une quinzaine de kilomètres, approche les 3000 mètres. La ville de Grenoble est située au confluent des trois vallées séparant les trois massifs montagneux cités plus haut. Ces vallées sont parcourues par l'Isère et le Drac.

L'ILL est situé au confluent de ces deux rivières, en prolongement du CEA-Grenoble (voir plan du site ci-dessous).

Plan A0-2- Carte IGN 1/25 000 – Accès et localisation des infrastructures externes



**EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE
AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA**



Le terrain mis à sa disposition est limité :

- au Sud-Ouest, par l'autoroute A480 longeant en remblai du Drac,
- au Sud-Est, par les installations de ST Ericsson,
- à l'Est, par le Laboratoire de Physique Subatomique et de Cosmologie (LPSC),
- sur toute la bordure côté Nord, par l'implantation de l'European Synchrotron Radiation Facility (ESRF), ce qui a entraîné, en 1988, une modification du périmètre de l'INB n° 67 (Décret du 12 décembre 1988 - JO du 8.12.88).

1.2 Exploitant

L'ILL a été créé en 1967 sous le statut d'une entreprise privée répondant au droit français. L'ILL est géré par trois pays associés, la France [le Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) et le Centre national de la recherche scientifique (CNRS)], l'Allemagne et le Royaume Uni. Douze partenaires scientifiques participent également à son financement. Son budget pour 2010 était de 88,5 M€. L'ILL est exploitant d'une seule INB, le RHF - INB n° 67. Le Chef de l'INB 67, également chef de la division réacteur, a délégation du Directeur de l'Institut pour la responsabilité d'exploitant nucléaire.

Page : 17 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 1 Caractéristiques	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

1.3 Environnement industriel

1.3.1 Etablissements ayant une activité nucléaire

- Le CEA-Grenoble : il abrite les réacteurs Siloé, Mélusine et Siloette, ainsi que d'autres INB, actuellement toutes en fin de démantèlement.
- Le Laboratoire de Physique Subatomique et de Cosmologie (LPSC).
- Le European Molecular Biology Laboratory (EMBL) : situé sur le même site que l'ILL, ce laboratoire utilise des marqueurs radioactifs pour la biologie.
- Le Centre Hospitalier Régional Universitaire : situé en amont le long de l'Isère, il comporte un service de médecine nucléaire.
- La Société Industrielle des Combustibles Nucléaires (SICN) : faisant partie du groupe AREVA, cet établissement est en cours de démantèlement.
- L'ESRF : institut de recherche équipé d'un synchrotron mis en service en 1994. Cette installation présente de très faibles risques liés à des échantillons légèrement radioactifs.

1.3.2 Etablissements n'ayant pas d'activité nucléaire

- L'usine Schneider (ex usine de MGE UPS SYSTEMS) : située à 1 km environ du RHF, elle est en cours de déconstruction et ne comporte pas d'activité introduisant un risque pour le site de l'ILL.
- ST Ericsson (Etude et fabrication de circuits intégrés spéciaux pour la téléphonie mobile) : dans cette installation, sont mis en œuvre des produits chimiques divers : acides et solvants, ainsi que des gaz dangereux (hydrogène et oxygène, dépôt d'oxygène liquide classé ICPE) et des gaz toxiques (arsine, silane, diborane, phosphine).
- CNRS : centre de recherche avec notamment le Laboratoire National des Champs Magnétiques Intenses (LNCMI) qui met en œuvre des circuits supraconducteurs. Une visite des installations n'a pas mis en évidence de risque pouvant déborder le propre site du CNRS.
- ISERGIE : centrale de cogénération, d'une puissance de 15 MW électrique, alimentée sur le réseau de gaz naturel.
- Le barrage de Saint-Égrève sur l'Isère (50 MW) situé à trois kilomètres en aval du Polygone Scientifique et qui, de par sa situation ne présente aucun risque potentiel pour l'ILL. La seule incidence de cette installation sur l'environnement est la remontée de la nappe phréatique sous le Polygone Scientifique, compensée par le réseau de drainage mis en place par Electricité de France (EDF).
- Parc d'activités technologiques Polytech : hébergeant en particulier le laboratoire de recherche Bio-Mérieux, qui accueille notamment un laboratoire commun avec le CEA-Grenoble (LETI) pour la recherche dans le domaine des biopuces.
- GEG : régie Gaz-Electricité de Grenoble.
- Gaz de France (GDF) : poste de détente sur les canalisations d'arrivée de gaz naturel dans l'agglomération grenobloise.
- Minattec : deux écoles d'ingénieurs de l'INPG constituent la partie du pôle d'innovation Minattec située à l'extérieur du CEA Grenoble, et communiquant avec les locaux de l'INPG implantés sur le CEA-Grenoble (BCA-I incluant des salles blanches).

Des zones industrielles et de grands établissements de la région grenobloise, implantés plus loin du Polygone Scientifique :

- Le centre de recherche de l'Air Liquide, à Sassenage, situé à 3 km à vol d'oiseau de l'ILL.
- Le centre de recherche de Pechiney, à Voreppe, situé à 14 km à vol d'oiseau de l'ILL.
- Les zones industrielles Sud de Grenoble, à vocation chimique à Pont-de-Claix (8 km à vol d'oiseau), à Jarrie (12 km vol d'oiseau), à Champagnier (11 km à vol d'oiseau).
- La zone industrielle Centr'Alp à Moirans située à Moirans à 17 km dans la direction nord – ouest.
- Plusieurs barrages exploités par EDF implantés en amont de Grenoble sur l'Isère, le Drac et la Romanche.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 18 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 1 Caractéristiques

1.3.3 Installations pouvant causer des risques vis à vis de l'ILL

- L'autoroute A480 qui longe le site à l'Ouest, le long du Drac et qui se trouve en remblai par rapport au niveau moyen des terrains du site,
- La gare de triage SNCF située à Saint Martin Le Vinoux par où transitent différents produits chimiques,
- Un gazoduc alimenté en gaz naturel est implanté sous l'Avenue des Martyrs, jusqu'à l'ancienne usine à gaz, cette dernière longeant le Polygone Scientifique sur sa partie Est,
- Deux gazoducs et un oléoduc reliant Feyzin à la zone industrielle sud de Grenoble :
 - un gazoduc de propylène liquéfié,
 - un gazoduc d'éthylène liquéfié,
 - un oléoduc de produits pétroliers finis.
- Tous les barrages en amont de Grenoble sur les bassins de l'Isère et du Drac sont susceptibles, en cas de rupture, de provoquer des crues. Les sept principaux barrages sont les suivants :
 - Tignes, Rosselend et Bissorte pour l'Isère,
 - Chambon et Grand'Maison pour la Romanche,
 - Sautet et Monteynard pour le Drac.

1.4 Caractéristiques de l'installation

1.4.1 Description générale de l'installation

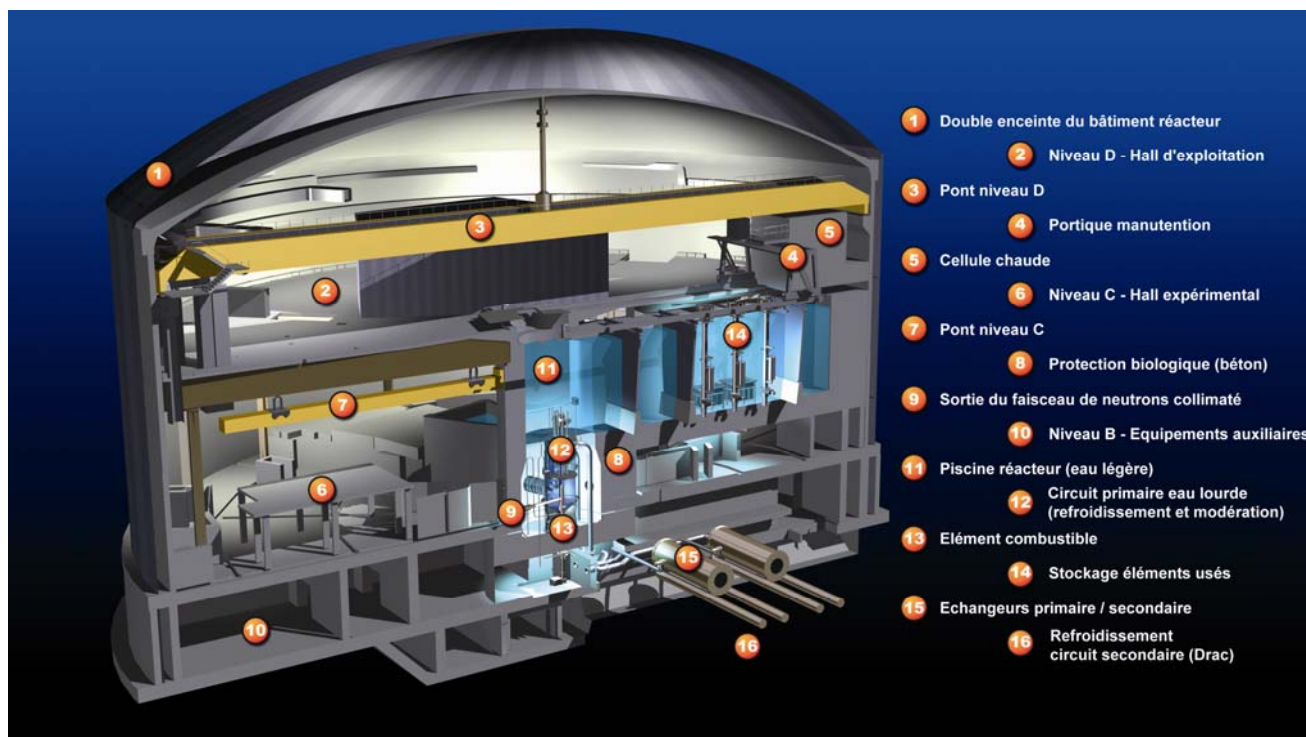
Le RHF est une source intense de neutrons thermiques pour des expériences dans les domaines de la physique du solide, de l'étude de la matière molle, de la physique nucléaire et de la physique du neutron. La première divergence a eu lieu le 31 août 1971.

Une coupe du réacteur permettant d'en identifier les principaux éléments est présentée ci-dessous. Le RHF fonctionne en continu durant 46 Jours Equivalent Pleine Puissance (JEPP). Le nombre moyen de cycles par an est de 4. Son cœur est constitué d'un élément combustible unique d'Uranium très enrichi, environ 9 kg, modéré et refroidi à l'eau lourde, permettant ainsi de produire le flux continu de neutrons distribués le plus intense du monde soit $1,5 \times 10^{15}$ neutrons par seconde et par cm^2 . La puissance thermique, de 57 MW, n'est pas utilisée et est évacuée par un circuit secondaire alimenté par l'eau du Drac. La cuve ou « bloc pile » contenant le cœur et le modérateur/caloporteur est située dans une piscine remplie d'eau déminéralisée qui assure une protection vis-à-vis des rayonnements neutrons et gammas émis par le cœur.

Le réacteur est piloté au moyen d'une barre absorbante de neutrons que l'on extrait au fur et à mesure de la consommation de l'uranium. Il possède, en outre, 5 barres de sécurité, également absorbantes de neutrons, dont la fonction est l'arrêt d'urgence du réacteur.

Trois dispositifs situés à proximité immédiate du cœur permettent de produire des neutrons chauds (10 km/s) ainsi que les neutrons froids et ultra-froids (700 m/s et 10 m/s) : il s'agit d'une part de la source de neutrons chauds, constituée d'une sphère de graphite maintenue à environ 2100 °C et de deux sources de neutrons froids, dont la plus importante est constituée d'une sphère contenant 22 litres de Deutérium maintenue à l'état liquide à -248°C dans laquelle les neutrons, par une succession de collisions avec les atomes de deutérium sont ralentis à la vitesse, donc l'énergie, recherchée.

Les neutrons sont prélevés au sein de la cuve par 13 doigts de gant horizontaux et 4 inclinés, dont certains pointent sur l'une des sources de neutrons froids ou chauds. Ces doigts de gant, prolongés par des guides de neutrons, alimentent ensuite une quarantaine d'aires expérimentales équipées d'une instrumentation de pointe situées jusqu'à 100 mètres du réacteur.



La piscine réacteur est reliée à un canal de transfert constitué de trois compartiments, les canaux 1, 2 et 3, pouvant être isolés par des batardeaux. Ces canaux servent essentiellement à la manutention du combustible, qui s'effectue au moyen de hottes de chargement-déchargement. Pour le chargement, l'élément combustible neuf est chargé à sec dans la hotte de chargement. Cette hotte est ensuite amenée dans le canal 2 au moyen du pont de manutention, puis accostée sur la cheminée du bloc pile au moyen du portique de manutention. L'élément est ensuite chargé dans le bloc pile. Après 50 jours d'irradiation et 24 heures de décroissance, l'élément irradié est déchargé au moyen de l'une des deux hottes de déchargement, en eau lourde ; la hotte est ensuite entreposée pendant 50 jours dans le canal 2 ; au terme de cette décroissance, il est procédé au changement d'eau D₂O/H₂O dans la hotte, puis à la « ponte » de l'élément dans le puits ou « plot » situé sous la hotte. L'élément est ensuite manutentionné au moyen d'un grappin et du portique de manutention pour mise en entreposage dans l'un des deux paniers d'entreposage des éléments combustibles irradiés situés dans le canal 2. La capacité de cet entreposage est de 20 éléments. La capacité de l'entreposage des éléments neufs est de 6 éléments.

Le réacteur dispose d'une double enceinte de confinement : l'enceinte béton, dont l'épaisseur est de 40 cm, et l'enceinte métallique de 11 mm d'acier ; une surpression de 135 mbar est maintenue dans l'espace inter-enceinte. On distingue les différents niveaux du bâtiment réacteur pour l'exploitation, du haut vers le bas :

- Niveau D (224,90 m NGF) : manutention du combustible, exploitation des canaux d'entreposage et de la cellule chaude, travaux de maintenance sur le bloc pile,
- Niveau C (210,50 m NGF) : hall expérimental, maintenance sur les doigts de gants, vannes de sécurité,
- Niveau B (204,25 NGF) et niveau A (200,00 m NGF) : Maintenance sur les circuits primaire/secondaire.

1.4.2 Principales caractéristiques

- Flux de neutrons thermiques non perturbé (n/cm²/s) : $1,5 \cdot 10^{15}$
- Niveaux de puissance (MW) : 57

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 20 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 1 Caractéristiques

- Volume d'eau lourde du circuit primaire (m^3) 40
- Vitesse de refroidissement entre les plaques (m/s) : 17
- Pression statique à la sortie de l'élément combustible (bar) : 4
- Composition du cœur hors combustible
- fluide réfrigérant : D_2O
- barre de contrôle : Ni
- barres de sécurité : Ag In Cd
- Composition du cœur pour le combustible :
- Alliage UAlx, U enrichi à 93,5
- (%) nombre de plaques
- combustibles : 280
- charge totale en ^{235}U 8,57
- (kg) : charge totale en 10B (g) : 5,77
- élément annulaire, plaques en développantes de cercle
- Cycle :
- longueur du cycle (j) : $\approx$
- 46 JEPP
- taux de combustion 40
- moyen (% ^{235}U brûlé) : 70
- taux de combustion maximal (% ^{235}U brûlé) :

1.4.3 Inventaire radiologique de l'installation

L'inventaire radiologique mobilisable est donné dans le tableau en annexe 1 ; il est la somme de :

- L'inventaire en produits de fission d'un élément combustible ayant produit 57 MW de puissance fissile pendant 46 jours (1 cycle normal du réacteur), sans décroissance (élément en pile),
- L'inventaire en produits de fission d'un élément combustible ayant effectué un cycle avec 50 jours de décroissance (dernier élément dans la hotte de déchargement),
- L'inventaire en produits de fission de 18 éléments combustible ayant plus de 50 jours de décroissance,
- L'inventaire en tritium de l'eau lourde en considérant une activité volumique maximale de 10 Ci.l^{-1} ,
- L'inventaire en tritium gazeux des sources de neutrons froids, inférieur à 100 Ci.m^{-3} .

Les structures activées du réacteur, ainsi que les déchets de très haute activité ne sont pas mobilisables dans les scénarii d'accident susceptibles de se produire dans l'installation et d'avoir des conséquences dans l'environnement du RHF. Pour cette raison, ils ne sont donc pas retenus dans cet inventaire.

Page : 21 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 1 Caractéristiques	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

1.4.4 Spécificités des installations importantes pour la sûreté

Sont décrites succinctement les spécificités principales des systèmes participant à la maîtrise des trois fonctions de sûreté d'un réacteur :

- Maîtrise de la réactivité,
- Maîtrise du refroidissement,
- Maîtrise du confinement.

puis le Poste de Contrôle de Secours (PCS) pour son importance dans la gestion des accidents graves.

1.4.4.1 Installations ou systèmes participant à la maîtrise de la réactivité

Les systèmes participant à la maîtrise de la réactivité sont la barre de pilotage et les barres de sécurité. **La Barre de Pilotage** (BP) étant placée au centre de l'élément combustible et introduite par le bas, celle-ci est constamment sollicitée vers le bas par la poussée hydraulique due à la pression à l'entrée du cœur (14 bar). Le risque de rupture de la tige de poussée de la barre, susceptible de conduire à une sortie rapide de l'absorbant et à un risque de surpuissance est pris en compte par la présence d'un système oléopneumatique permettant de générer une contre poussée qui, en cas de rupture de la tige ou de l'écrou de commande, permet l'introduction, de façon passive, de la barre de pilotage dans l'élément combustible.

La réaction en chaîne étant fondamentalement entretenue par les neutrons qui reviennent du réflecteur, **les cinq Barres de Sécurité** (BS) permettant l'arrêt d'urgence du réacteur sont situées en périphérie du cœur. Cette fonction de sécurité est donc totalement séparée de la fonction contrôle et pilotage dévolue à la BP. Chaque BS, en fonctionnement en puissance, est en permanence maintenue par son électro-aimant en position haute, hors flux, prête à chuter autour du cœur. Le dimensionnement des barres permet de compenser une sortie incontrôlée de la barre de pilotage, soit au minimum 17000 pcm, en considérant la non chute de l'une des barres. La vitesse de chute est suffisante pour éviter tout endommagement du combustible lors du transitoire, grâce aux réservoirs sous pression propulsant les barres lors de leur chute.

Les barres de sécurité sont actionnées par **le circuit de sécurité** qui comporte deux chaînes indépendantes. L'ordre de chute de barres est généré sur dépassement de seuils en 2/3 ; en particulier, en cas de séisme, l'ordre de chute des barres est donné lorsque l'accélération mesurée par les 3 capteurs accélérométriques situés au niveau B du réacteur dépasse 0,01 g sur deux d'entre eux.

1.4.4.2 Installations ou systèmes participant à la maîtrise de la sous criticité

Dans le canal 2 où sont entreposés les Eléments Combustible Irradiés (ECI), la sous criticité repose sur le maintien de la géométrie des deux paniers d'entreposage. Ces derniers sont dimensionnés au Séisme Majoré de Sécurité (SMS).

Dans le magasin d'entreposage des combustibles neufs, la sous criticité repose sur le maintien de la géométrie et la maîtrise de la modération (entreposage à sec).

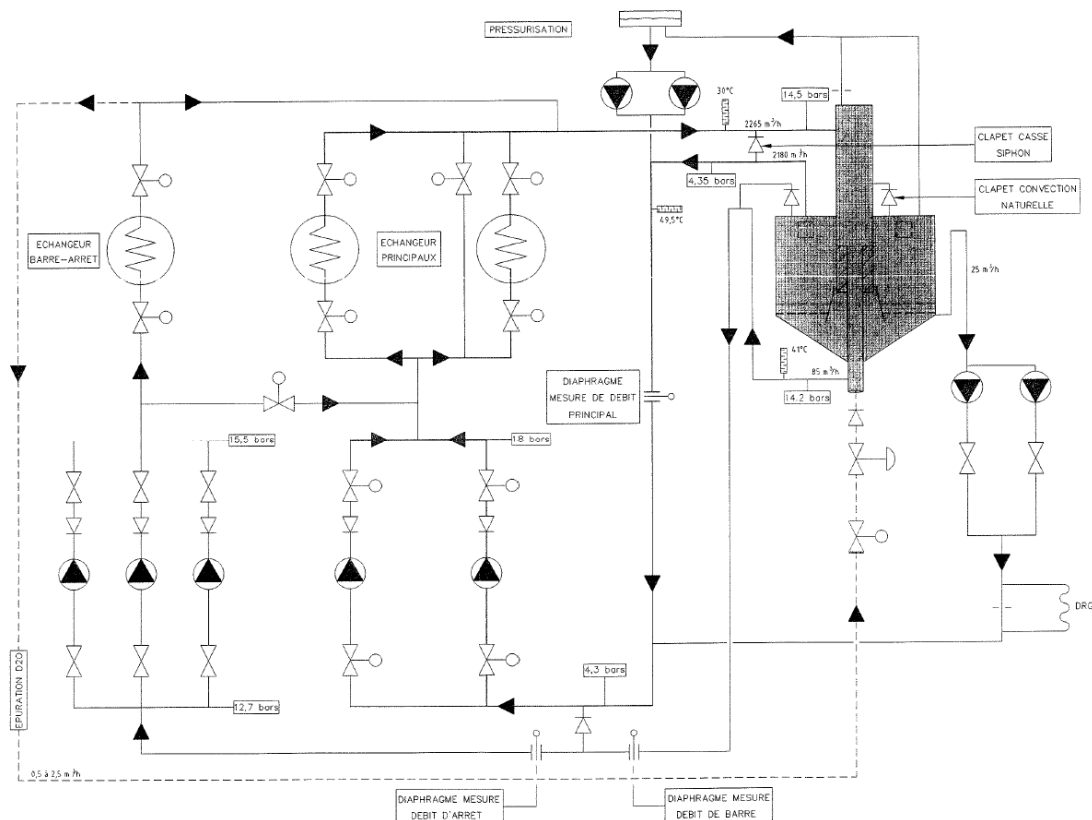
1.4.4.3 Installations ou systèmes participant à la maîtrise du refroidissement

Les circuits et systèmes permettant de maîtriser le refroidissement sont :

- le circuit primaire : il est principalement constitué de deux pompes et de deux échangeurs assurant l'évacuation de la chaleur dégagée par le cœur du réacteur ; il assure un débit d'eau lourde entre les plaques combustible de 2 370 m³/h.
- le circuit CRAB (Circuit de Refroidissement Barre Arrêt) : lorsque le réacteur est en puissance, il assure le refroidissement de la barre de pilotage grâce à un débit de 85 m³/h

passant par le trou central de l'élément combustible. Lorsque le réacteur est à l'arrêt, Il assure pendant environ 1 heure l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur : son débit est alors de 150 m³/h, dont 125 m³/h traversent le cœur et 25 m³/h refroidissent la barre de pilotage.

- les clapets de convection naturelle : au bout d'environ 24 heures (ou avant si nécessaire), le circuit CRAB est arrêté et l'évacuation de la chaleur dégagée par le cœur se fait par convection naturelle. Ces clapets sont au nombre de 3, l'ouverture d'un seul permettant l'évacuation de la totalité de la puissance résiduelle, juste après une chute des barres de sécurité.



SCHEMA DE PRINCIPE DES CIRCUITS PRIMAIRES D₂O

L'exigence essentielle pour la maîtrise du refroidissement est ainsi le maintien d'un niveau d'eau dans le bloc pile au dessus des clapets de convection naturelle. Cette exigence repose sur :

- La fiabilité des composants et circuits dont la rupture provoque une fuite d'eau primaire : collecteurs entrée/sortie de l'eau lourde, doigts de gant, traversée étanche de la barre de pilotage,
- La fiabilité du système de détection de fuite et des systèmes de sauvegarde : arrêt des pompes de refroidissement et de pressurisation sur seuil bas pression sortie cœur, **vannes de sécurité des doigts de gants** qui se ferment en cas de détection d'eau, **circuit d'eau de secours** permettant d'injecter de l'eau directement dans le bloc pile.

Pour les ECI dans le canal 2, la maîtrise du refroidissement repose sur le maintien d'un niveau d'eau suffisant dans le canal 2. La hauteur d'eau correspondant à la partie dite « indénoyable » est suffisante pour assurer un refroidissement correct par convection naturelle.

Page : 23 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 1 Caractéristiques	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

1.4.4.4 Installations ou systèmes participant à la maîtrise du confinement

La maîtrise du confinement repose sur la fiabilité et la surveillance des barrières :

- **Gaine du combustible et système de détection de rupture de gaine (DRG)** provoquant la chute des barres de sécurité, 1^{ère} barrière vis-à-vis des produits de fission,
- **Enveloppe du circuit eau lourde**, constituant la 2^{ème} barrière vis-à-vis des produits de fission et la première barrière vis-à-vis de l'eau lourde,
- **Enveloppe du deutérium tritié de la source de neutrons froids** : double enveloppe, surveillance des vides dans la partie cryogénique, surveillance des gardes azote entre les deux enveloppes à température ambiante,
- **Eau du canal 2**, constituant la 2^{ème} barrière pour les produits de fission contenus dans les éléments combustibles usés,
- L'ultime et troisième barrière de confinement, constituée des éléments suivants :
 - **L'enceinte béton** de 40 cm d'épaisseur : elle a un taux de fuite nominal de 200 m³/h pour une pression de 135 mbar dans l'espace annulaire,
 - **L'enceinte métallique** de 1,1 cm d'épaisseur (7 mm sur le dôme),
 - L'espace inter-enceinte ou « **espace annulaire** » maintenu en surpression de 135 mbar par deux ventilateurs redondants,
 - **Les clapets d'isolement d'enceinte** et les **vannes de traversée d'enceinte** (VTE), ainsi que **l'automatisme provoquant leur fermeture** en cas de rejet important de radioactivité dans le hall réacteur, ou le carneau cheminée,
 - **Le circuit d'Effluents Gazeux** (EG) composé des gaines, des ventilateurs (2 ventilateurs + 1 ventilateur de secours), des deux batteries de filtres Très Haute Efficacité (THE) et Pièges A Iode (PAI) et de leurs réchauffeurs. Le débit est réglable grâce à la vanne de régulation LOF 11 et est au maximum de 6000 m³/h,
 - **Le carneau enterré entre le bâtiment réacteur et la cheminée de 45 m**, dans lequel transitent les effluents gazeux et la ventilation normale.

Le mode de gestion de la troisième barrière est le suivant : en cas de rejet radioactif dans l'air du hall, ou dans le carneau cheminée, l'isolement d'enceinte, c'est-à-dire la fermeture de tous les clapets de ventilation et de toutes les vannes de traversées d'enceinte est provoquée automatiquement. Le circuit d'effluents gazeux permet ensuite d'effectuer des dégonflages de l'enceinte vers la cheminée, afin de maintenir une dépression de l'ordre de -2/-3 mbar pour limiter les fuites directes générant un rejet non filtré. Les fuites directes, fuites d'air directement de l'intérieur du bâtiment réacteur vers l'extérieur, ont été mesurées inférieures ou égales à 20 m³/h pour 50 mbar de surpression dans l'enceinte béton, l'espace annulaire étant à sa surpression nominale 135 mbar par rapport à la pression extérieure.

Pour des raisons de séparations des fonctions, il est prévu à court terme de mettre en place un circuit de dégonflage sismique remplissant la même fonction de pilotage du confinement en phase accidentelle que le circuit d'effluents gazeux actuel. Ce circuit permettra d'effectuer des dégonflages de l'enceinte par 2 files indépendantes reliées à 2 exutoires indépendants de la cheminée, ce, avec un débit de 2400 m³/h pour chacune d'entre elles.

De même, le Circuit d'Eau de Secours (CES) actuel va être modifié à court terme pour en améliorer la performance et la fiabilité. Le Circuit de Renoyage Ultime (CRU) va permettre la mise en communication du bloc pile et de la piscine par l'intermédiaire de trois tubes de diamètre 80 mm, sur seuil bas niveau D₂O bloc pile, grâce à l'ouverture de six vannes pyrotechniques.

Ces deux nouveaux circuits seront pris en compte dans l'étude macroscopique présentée dans le chapitre suivant et dont l'objectif est d'identifier les effets faibles pour mettre en évidence les systèmes et composants clés de l'installation. On différenciera bien entendu les effets faibles au 30 Juin 2011, et les effets faibles après mise en place des nouveaux circuits.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 24 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 1 Caractéristiques

1.4.4.5 Poste de contrôle de secours

Le poste de contrôle de secours est situé dans le bâtiment ILL33 à une distance de 160 m du bâtiment réacteur.

Il est destiné à permettre certaines manœuvres de sauvegarde, lorsque le réacteur et même la salle de contrôle principale sont rendus inaccessibles à la suite d'un accident conduisant à un niveau d'activité tel que le séjour y soit dangereux.

Le but des manœuvres réalisables depuis le PCS est :

- de placer certaines installations dans une situation sûre (cas de la source froide et du stockage des cœurs),
- de contrôler et de réaliser, si besoin est, la fermeture de la double enceinte et d'en contrôler l'étanchéité,
- de contrôler les niveaux d'eau dans le bloc pile, la piscine réacteur et le canal 2 et de réalimenter ces capacités en pilotant le CES,
- d'amener le niveau d'activité, au moins dans la salle de contrôle, à un niveau tel que les opérations de retour à un état plus normal puissent y être effectuées, en pilotant les EG,
- d'effectuer certaines opérations annexes liées aux besoins ci-dessus.

1.4.5 Contexte des études de sûreté vis-à-vis du dimensionnement du PUI

Les scénarios issus de l'analyse de sûreté du Rapport de Sûreté (RdS) actuel (5) (6) dimensionnent les Plan d'Urgence Interne (PUI) et Plan Particulier d'Intervention (PPI) en vigueur (7) et (8). Ainsi, le PPI prévoit une distance d'évacuation de 300 m et une distance de confinement de 500 m. L'environnement de l'ILL est tel que la zone d'évacuation ne concerne que les entreprises voisines de l'ILL. La zone de confinement quant à elle, englobe un quartier de la commune de Fontaine, soit environ 500 habitants. Les types d'accident ayant conduit à ce dimensionnement sont les suivants :

- Perte de la maîtrise de la réactivité : accident de type Borax, bien qu'aucun initiateur provoquant une insertion de réactivité suffisante n'ait été identifié,
- Perte du refroidissement : fusion du cœur sous eau à $t = 0$,
- Perte du refroidissement : rupture de tous les doigts de gants et manchettes provoquant la fusion du cœur à l'air à $t = 140$ sec, situation forfaitairement prise en compte alors qu'aucun initiateur n'a été identifié.

Ces accidents correspondent à la perte d'une seule fonction de sûreté ; l'enceinte de confinement est donc intègre, l'enceinte métallique étant en surpression de 135 mbar par rapport à l'extérieur.

Suite à la mise en évidence d'une très légère fuite directe de l'enceinte de confinement ($20 \text{ m}^3/\text{h}$ pour 50 mbar de surpression dans le hall réacteur), il est apparu que l'hypothèse de la fusion à l'air à $t = 140$ s conduisait à un effet falaise en termes de conséquences radiologiques. C'est la raison pour laquelle une nouvelle analyse de sûreté visant à identifier les scénarios dimensionnants pour le PUI a été transmise à l'ASN (9) : cette étude a été effectuée sur les bases suivantes :

- étude des l'ensemble des défaillances (Brèches) pour lesquelles une évaluation des probabilités a été proposée,
- dimensionnement et prise en compte :
 - d'un nouveau circuit de renouveau du cœur dont le dimensionnement permet d'exclure la fusion du cœur à l'air « à chaud »,
 - d'un nouveau circuit de dégonflage de l'enceinte de confinement, dimensionné au séisme, permettant de maintenir l'enceinte de confinement en légère dépression afin que tous les rejets dans l'environnement

Page : 25 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 1 Caractéristiques	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

soient effectués par la cheminée de 45 mètres après passage sur des filtres THE et des pièges à iode.

Cette nouvelle analyse conduit à des scénarios générant des conséquences radiologiques plus faibles que celles actuellement retenues pour le dimensionnement du PUI. Dans le but de garder des marges de sécurité, il n'a cependant pas été proposé de réduire le périmètre du PPI qui découle du PUI. Le dossier correspondant à cette étude est en cours d'instruction par l'IRSN et les nouveaux circuits ne sont donc pas opérationnels à ce jour.

N.B. : Conformément au cahier des charges de l'ASN, l'étude de sûreté macroscopique proposée par l'ILL, dans sa note « Méthodologique » (1), est menée dans l'état actuel de l'installation au 30 Juin 2011, c'est-à-dire avec le CES, et un nouveau mode de gestion du confinement, basé non pas sur l'isolement d'enceinte, mais sur le pilotage des EG pour exclure les fuites directes.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 26 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

CHAPITRE 2

ETUDE DE SURETE MACROSCOPIQUE

IDENTIFICATION DES ELEMENTS CLES

Page : 27 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Résumé

L'objectif de cette partie est d'identifier de façon naturelle et synthétique les structures, systèmes et composants clés (SSC clés) qui, s'ils sont perdus, conduisent à un effet falaise.

Cette analyse postule donc la perte de chaque fonction de sûreté, tout d'abord de façon indépendante, puis en cumulant la perte des différentes fonctions. Dans chaque situation sont alors examinées les lignes de défense qui doivent être nécessairement perdues pour conduire à la perte de la fonction de sûreté, ainsi que les conséquences radiologiques, permettant de conclure si cette perte conduit ou non à un effet falaise. Si la situation conduit à un effet falaise, ces lignes de défense sont alors par définition les structures, systèmes et composants clés recherchés.

Les éléments à retenir de l'analyse macroscopique sont les suivants :

- La perte d'une seule fonction de sûreté ne conduit jamais à un effet falaise.
- La perte de la maîtrise de la réactivité, qui hors dimensionnement peut impliquer une fusion sous eau, ne conduit jamais à un effet falaise lorsqu'on la cumule avec la perte de la maîtrise du confinement. Un effet falaise de faible ampleur survient si l'on postule que la perte de la maîtrise de la réactivité conduit à un accident de type Borax plutôt qu'à une fusion sous eau, et que l'on considère un cumul avec la perte totale de la maîtrise du confinement de type « grosse brèche » dans l'enceinte de confinement. (il est cependant à noter que les conditions neutroniques ne semblent pas mener un accident de type Borax).
- Les effets falaise ne surviennent qu'en cas de perte du refroidissement dans des situations d'exploitation particulières de courte durée, situations pouvant mener à la fusion à l'air en considérant un cumul avec la perte de la maîtrise du confinement. Ce cumul n'est pas retenu dans le dimensionnement car soit la probabilité d'occurrence de défaillances ou d'agressions indépendantes est très inférieure à la valeur guide de 10^{-7} / an, soit l'agression sismique, seule susceptible d'induire les multiples défaillances nécessaires, doit être d'un niveau supérieur au niveau retenu pour le dimensionnement.

Cette étude macroscopique permet finalement d'identifier :

- 10 SSC clés de type prévention, la situation accidentelle ne survenant pas si l'élément clé n'est pas défaillant,
- 3 SSC clés de type mitigation, permettant de réduire les conséquences de l'accident à un niveau tel qu'il n'y a plus d'effet falaise.

Cette étude montre également que dans la quasi totalité des situations, il faut perdre 3 ou 4 éléments clés pour conduire à un effet falaise. Il existe un seul cas, correspondant à une situation d'exploitation durant quelques minutes et réalisée quatre fois par an, pour lequel la perte de deux éléments clés conduit à un effet falaise.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 28 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

2. ETUDE DE SURETE MACROSCOPIQUE - IDENTIFICATION DES SSC CLES

2.1 Objectif de l'étude macroscopique

L'évaluation complémentaire de sûreté demandée dans le cadre du Retour d'Expérience (REX) de l'accident Fukushima a deux objectifs très particuliers :

- Elle vise à étudier le comportement de l'installation en « réponse » à des agressions externes de plus en plus fortes sans tenir compte, dans un premier temps au moins, des probabilités associées à ces scénarios accidentels. De ce point de vue, cette étude va conduire à l'analyse de scénarios, postulés de façon déterministe, qui sont considérés comme faisant partie du risque résiduel dans le cadre du rapport de sûreté et ne sont donc pas retenus pour dimensionner l'installation. L'objectif de cette étude est de mettre en évidence d'éventuels effets falaise, c'est-à-dire des scénarios pour lesquels les conséquences radiologiques dépasseraient significativement celles retenues pour le dimensionnement des PUI et PPI,
- Elle vise à estimer la marge de l'installation vis-à-vis de ces agressions de plus en plus sévères. La méthode employée ne doit donc pas être basée sur les méthodes classiques de démonstration de sûreté : en effet, celles-ci ont pour objectif de démontrer et garantir la tenue de l'installation à une sollicitation particulière et sont donc réalisées en tenant compte systématiquement d'hypothèses et de modélisations conservatives, ce cumul de conservatismes conduisant au final à dimensionner l'installation avec des marges. Cette évaluation complémentaire de la sûreté sera au contraire réalisée avec des hypothèses réalistes, puisque l'objectif est d'estimer les marges dont dispose l'installation.

Dans ce cadre, l'étude de sûreté macroscopique vise dans un premier temps à estimer les enjeux radiologiques associés à la perte partielle puis totale des fonctions de sûreté de l'installation. L'étude sera menée en considérant tout d'abord les fonctions de sûreté de façon indépendante, puis les différentes situations de cumul. Dans un second temps, les résultats obtenus permettront de faire apparaître les éventuels effets falaise et par conséquent d'identifier les SSC « clés » qui conduisent à ces discontinuités lorsqu'ils sont perdus.

2.1.1 Perte des fonctions de sûreté

Dans cette première étape, la dégradation puis la perte totale des fonctions de sûreté sont postulées de façon déterministe sans tenir compte de la probabilité ni de l'événement initiateur ni de la succession de défaillances nécessaires.

Cela conduira à étudier non seulement les situations accidentelles de dimensionnement mais aussi des situations accidentelles de plus en plus graves, non prises en compte dans les études de dimensionnement pour des raisons probabilistes, le niveau de risque étant considéré comme résiduel.

On postulera donc de façon déterministe, successivement :

- la perte de la maîtrise de la réactivité,
- la perte partielle puis totale de la maîtrise du refroidissement,
- la perte partielle puis totale de la maîtrise du confinement,
- le cumul progressif de la perte partielle puis totale de ces fonctions.

Page : 29 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Conformément au cahier des charges du « Stress Test » l'événement initiateur susceptible d'induire ces pertes de fonctions de sûreté est recherché parmi les agressions externes suivantes : séisme, inondation, conditions climatiques extrêmes et tout cumul de celles-ci.

Cette étude s'attachera non seulement à déterminer et décrire les situations accidentelles résultant de ces défaillances ou de combinaisons de défaillances, mais également à estimer les délais dont l'installation dispose avant que ces situations accidentelles ne surviennent. Ces délais représentent alors le temps dont disposent les équipes de gestion de crise pour mettre en place d'éventuelles parades.

2.1.2 Enjeu radiologique

Basée à la fois sur les études existantes dans le RdS et le PUI, mais aussi sur des calculs complémentaires, l'objectif fondamental dans chacune de ces situations étudiées est d'estimer l'enjeu radiologique sur l'environnement et les populations des groupes de référence autour de l'installation.

Pour toutes les situations accidentelles « hors dimensionnement » étudiées, les conséquences radiologiques ont été calculées avec la méthode décrite dans le rapport RHF n° 324 Ind. A (10). Les résultats de ces calculs complémentaires nécessaires, dans le cadre de cette analyse de sûreté macroscopique, sont présentés dans le rapport RHF n° 398 Ind. 0 (11).

2.1.3 Identification des effets falaise

Ainsi, les effets falaise, effets correspondant à tout événement (perte de disposition de protection, perte de fonction de sûreté, défaillance d'équipement) qui conduit à une forte discontinuité dans le scénario entraînant une aggravation notable de son déroulement, vont apparaître de façon simple et synthétique ainsi que les délais dont on dispose avant leur apparition.

On rappelle que, pour définir objectivement les adjectifs « *forte et notable* », l'analyse de sûreté macroscopique considère qu'il y a effet falaise, lorsque les conséquences radiologiques dans l'environnement sont telles que la zone « de danger immédiat » dépasse celle du Plan Particulier d'Intervention (PPI).

2.1.4 Grille de lecture des fiches d'analyse

L'analyse de sûreté macroscopique analyse la perte, postulée de façon déterministe, des fonctions de sûreté d'abord de façon indépendante, puis cumulée.

Pour faciliter une vue synthétique des scénarios associés et de leurs effets, cette analyse est systématiquement présentée sous la forme de fiches dont le modèle est le suivant :

Un premier tableau décrit l'événement étudié :

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT
Procédé : Identifie le procédé impacté par la perte de la fonction de sûreté. Celui-ci peut être soit : ▪ Le réacteur, ▪ Un dispositif expérimental, ▪ Un auxiliaire nucléaire, ▪ Un auxiliaire non nucléaire Etat réacteur associé : arrêt, basse puissance (phase de divergence) ou haute puissance (phase de « production »). Fonction de sûreté impactée : fonction de sûreté pour laquelle est étudiée la perte de la maîtrise Système fonctionnel : système sur lequel la défaillance postulée de façon déterministe

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 30 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

s'applique.

Evénement Hypothétique : défaillance postulée de façon déterministe qui enclenche la séquence conduisant à la perte de la maîtrise de la fonction de sûreté étudiée

Le tableau suivant liste les initiateurs potentiels de l'événement hypothétique en se limitant au cahier des charges de l'analyse complémentaire de la sûreté, donc en ne retenant potentiellement que le séisme, l'inondation, les conditions climatiques extrêmes, la perte des alimentations électriques et la perte de la source froide.

INITIATEUR POTENTIEL
Séisme : Inondation externe : Conditions climatiques extrêmes : Perte des alimentations électriques : Perte de la source froide :

L'intérêt de ce sous tableau est double :

- Il permet d'introduire un lien synthétique entre l'étude de sûreté macroscopique et les chapitres suivants consacrés à l'étude spécifique de ces initiateurs,
- Il permet surtout, les initiateurs potentiels étant connus, de se positionner sur l'état des autres lignes de défense pour décider si leur défaillance est une conséquence de l'initiateur ou s'il faut la postuler également de façon déterministe pour aboutir à la perte de la fonction de sûreté étudiée.

Cette méthode est bien conforme à la philosophie qui consiste à postuler de façon déterministe la perte des fonctions de sûreté mais en permettant d'identifier le plus rapidement possible la séquence accidentelle qui conduit à la perte de cette fonction de sûreté. Si cette séquence conduit à un effet falaise, les éléments clés recherchés sont alors par définition les lignes de défense perdues dans la séquence accidentelle étudiée.

Que l'événement hypothétique soit pris en compte dans le dimensionnement ou soit hors dimensionnement, le sous tableau suivant analyse la séquence accidentelle :

ANALYSE DU SCENARIO DU DIMENSIONNEMENT ou HORS DIMENSIONNEMENT
Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur : Liste toutes les lignes de défense, vis-à-vis de la fonction de sûreté étudiée, qui sont supposées être perdues du fait de l'initiateur. Il est très vraisemblable que certaines de ces lignes de défense soient en réalité encore opérationnelles en situation réelle. Il est cependant postulé systématiquement que l'absence de démonstration du bon dimensionnement à l'initiateur implique la défaillance de la ligne de défense. Lignes de défense disponibles : Liste toutes les lignes de défense, vis-à-vis de la fonction de sûreté étudiée, qui sont toujours opérationnelles étant donné que leur dimensionnement est supérieur ou égal à l'initiateur de l'événement hypothétique. Dans les fiches consacrées à la perte de la maîtrise d'une fonction de sûreté, les lignes de défense utiles associées aux autres fonctions de sûreté sont listées dans ce champ, car par définition considérées comme disponibles (à l'exception du gonflage de l'espace annulaire considéré comme systématiquement perdu du fait de l'absence de dimensionnement). La perte supplémentaire de ces lignes de défense est traitée dans la partie consacrée aux pertes cumulées des fonctions de sûreté. Traitement : décrit la « réponse » de l'installation, automatisme, mise en service de circuit de sauvegarde, intervention prévue face à la séquence accidentelle étudiée. Etat final : décrit l'état de l'installation à la fin de la séquence étudiée de façon très synthétique.

Page : 31 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

ANALYSE DU SCENARIO DU DIMENSIONNEMENT ou HORS DIMENSIONNEMENT

Les états possibles sont les suivants :

- arrêt réacteur, refroidissement en convection naturelle,
- fusion sous eau,
- Borax,
- Fusion à l'air à froid,
- Fusion à l'air à chaud.

Gravité des conséquences radiologiques : ce champ n'apparaît que dans les cas où l'état final correspond à une fusion du cœur. Les valeurs possibles sont alors :

- Inférieure à la gravité des conséquences radiologiques retenues dans le PPI. Absence d'effet falaise.
- Supérieure à la gravité des conséquences radiologiques retenues dans le PPI. Effet falaise.

Il faut bien comprendre que cette méthodologie, parce qu'elle étudie directement la perte des fonctions de sûreté, postule nécessairement la défaillance d'un nombre important de lignes de défense qui non seulement existent réellement mais résistent certainement à des niveaux d'agressions élevés étant donné les pratiques de conception, de construction et de vérification utilisées dans l'industrie nucléaire. L'absence de dossier de dimensionnement à un niveau d'agression n'implique évidemment pas dans le monde réel la perte effective de la ligne de défense lorsqu'elle est soumise à ce niveau d'agression.

La fiche traitant du cumul de la perte de la réactivité ou de la perte du refroidissement avec la perte du confinement est différente. Elle ne reprend pas la partie consacrée à la perte de la première fonction de sûreté, réactivité ou refroidissement, mais ne traite que de la partie supplémentaire due à la perte du confinement, en présentant systématiquement la gravité des conséquences radiologiques pour les trois niveaux de dégradation du confinement.

Par exemple pour le cumul perte de la réactivité et perte du confinement :

ANALYSE COMPLEMENTAIRE HORS DIMENSIONNEMENT : PERTE REACTIVITE + PERTE CONFINEMENT

Lignes de défense associées au confinement postulées comme rendues indisponibles par l'initiateur : Liste toutes les lignes de défense associées au confinement de la séquence accidentelle qui sont supposées être perdues du fait de l'initiateur potentiel de la perte de la réactivité.

« Petite brèche » dans l'enceinte de confinement :

- **Gravité des conséquences radiologiques** : ce champ n'apparaît que dans les cas où l'état final correspond à une fusion du cœur. Les valeurs possibles sont alors :
 - o Inférieure à la gravité des conséquences radiologiques retenues dans le PPI. Absence d'effet falaise.
 - o Supérieure à la gravité des conséquences radiologiques retenues dans le PPI. Effet falaise.

« Moyenne brèche » dans l'enceinte de confinement :

- **Gravité des conséquences radiologiques** : ce champ n'apparaît que dans les cas où l'état final correspond à une fusion du cœur. Les valeurs possibles sont alors :
 - o Inférieure à la gravité des conséquences radiologiques retenues dans le PPI. Absence d'effet falaise.
 - o Supérieure à la gravité des conséquences radiologiques retenues dans le PPI. Effet falaise.

« Grosse brèche » dans l'enceinte de confinement = perte de l'isolement d'enceinte :

- **Gravité des conséquences radiologiques** : ce champ n'apparaît que dans les cas où l'état final correspond à une fusion du cœur. Les valeurs possibles sont alors :
 - o Inférieure à la gravité des conséquences radiologiques retenues dans le PPI. Absence d'effet

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 32 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

faïaise.

- o Supérieure à la gravité des conséquences radiologiques retenues dans le PPI. Effet faïaise.

2.2 Perte de la maîtrise de la réactivité

La perte de la maîtrise de la réactivité correspond à des situations différentes suivant que l'on étudie :

- Un élément combustible neuf avant utilisation.
- Un élément usé en refroidissement.
- Un élément en puissance dans le bloc pile.

La perte de la maîtrise de la réactivité dans les deux premières situations correspond à un accident de criticité. Il faut noter qu'un tel accident génère quasi-exclusivement des produits de fission à vie courte, en quantité inférieure de plusieurs ordres de grandeur à l'inventaire en produits de fissions à vie courte du cœur du réacteur (accident de criticité : 10^{18} à 10^{20} fissions environ au total ; cœur du réacteur : $2 \cdot 10^{18}$ fissions/sec.). On considèrera donc dans cette étude que ces situations sont couvertes par les autres situations de fusion envisagées. Elles ne seront pas davantage étudiées.

La perte de la maîtrise de la réactivité dans la troisième situation correspond à un accident d'excursion de puissance. Trois événements sont susceptibles d'introduire une réactivité importante en un temps suffisamment court pour ne pas pouvoir être compensé par le mécanisme de pilotage automatique :

- Ejection d'un absorbant,
- Rupture d'un dispositif expérimental interne au bloc pile,
- Rupture en piscine du collecteur d'entrée conduisant à une insertion d'eau légère entre les plaques combustible.

Ces 3 événements, prévus dans le cadre du dimensionnement, sollicitent le système de protection du cœur. Ils sont sans aucune conséquence en l'absence de défaillance de cet Arrêt d'Urgence (AU).

En effet, la sécurité du réacteur est assurée successivement par le système de démarrage et le système haute puissance :

- Le système de démarrage est composé de trois chaînes identiques. Les actions de sécurité (chute des barres de sécurité pour un taux de comptage trop élevé, une période de divergence trop petite ou un mauvais fonctionnement) sont élaborées suivant la logique 2/3. Les détecteurs (chambres à fission) sont placés sur des nacelles mobiles immergées dans la piscine. Ils peuvent être reculés sur une distance de 750 mm par rapport au bidon réflecteur,

Compte-tenu de la décroissance du flux neutronique dans la piscine, ce recul à taux de comptage constant permet de couvrir environ 5 décades. D'autre part, la dynamique des chaînes elles-mêmes permet de couvrir 6 décades. Soit au total 11 décades qui permettent dans tous les cas d'assurer le contrôle de la puissance depuis le niveau source jusqu'à la puissance nominale. La logique des circuits de sécurité limite d'ailleurs l'action du système de démarrage à 0,1 - 0,2 fois la Puissance Nominale (PN),

- Dans la plage de puissance allant de 0,1 PN à PN, la sécurité est assurée par le système haute puissance, composé lui aussi de trois chaînes identiques. Ces chaînes mesurent la puissance du réacteur puisqu'elle est proportionnelle au flux sur les détecteurs immergés dans la piscine (chambres d'ionisation compensées). Ces chaînes déclenchent en particulier une sécurité pour tout dépassement de la puissance maximale fixée à 1,1 PN.

Pour répondre au critère de défaillance unique, le circuit de sécurité, élaborant les votes 2/3 et coupant l'alimentation des électro-aimants conduisant à la chute des BS, a été doublé suite au GP de 2002.

Page : 33 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Le cumul d'un événement neutronique sollicitant le système de protection avec la défaillance de ce système de protection est donc une situation « exclue en pratique » dans le cadre normal du dimensionnement. Il est cependant étudié dans le cadre de cette évaluation complémentaire de la sûreté.

2.2.1 Ejection d'un absorbant

L'éjection accidentelle d'un absorbant de contrôle n'est concevable que pour la barre de pilotage, puisque les absorbants des barres de sécurité sont en permanence en position haute prêts à être insérés autour du cœur.

La conception du RHF a conduit à une barre de pilotage placée au centre de l'élément combustible et introduite par le bas. Celle-ci est donc constamment sollicitée vers le bas par la poussée hydraulique due à la pression à l'entrée du cœur (14 bar). La rupture de la tige de poussée de la barre, condition de fonctionnement de troisième catégorie retenue dans le cadre du dimensionnement, conduirait alors à une éjection rapide de l'absorbant.

Il a donc été mis en place un système oléopneumatique permettant de générer une contre poussée qui, en cas de rupture de la tige ou de l'écrou de commande, permet l'introduction, de façon passive de la barre de pilotage dans l'élément combustible et permet donc d'arrêter le réacteur.

Des différentes études et essais effectués sur le comportement mécanique des divers composants, on peut tirer les conclusions suivantes :

- Il existe une marge considérable par rapport au risque de flambage sur la tige de poussée. Par ailleurs, comme les parties mobiles ne travaillent qu'en compression, le risque de rupture est pratiquement nul,
- La chaîne cinématique à elle seule est capable de prendre en compte la poussée hydraulique,
- En cas de rupture de l'écrou de commande, le dispositif oléopneumatique de contre pression provoque l'introduction lente de la barre dans tous les cas de fonctionnement du circuit primaire,
- En cas de rupture simultanée de la commande mécanique et de la tuyauterie d'air de contre-pression, le gicleur du vérin oléopneumatique limiterait la vitesse de sortie à une valeur suffisamment faible (inférieure à 7 mm/s, soit une introduction moyenne de réactivité de 120 pcm/s environ avec un maximum de 190 pcm/s). Le calcul cinétique de la perturbation montre que la chute de quatre des cinq BS, en application du critère de défaillance unique bien qu'il ne soit pas requis pour les conditions de fonctionnement complémentaires, est largement suffisante et rapide pour que la puissance maximale atteinte dans le transitoire neutronique soit très inférieure à la puissance conduisant à l'ébullition locale de l'eau lourde entre les plaques.

La fiche suivante analyse la perte de la maîtrise de la réactivité par rupture de la tige de poussée de la barre de pilotage.

Cette fiche démontre que la défaillance postulée de l'AU est nécessaire pour conduire à un endommagement du cœur, en l'occurrence une fusion sous eau.

Les conséquences de cette perte totale de la maîtrise de la réactivité sont compatibles avec la zone de « danger immédiat » du PPI.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 34 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT
Procédé : Réacteur. Etat réacteur associé : Basse Puissance, Haute Puissance. Fonction de sûreté impactée : Maîtrise de la réactivité. Système fonctionnel : Barre de pilotage. Evénement hypothétique : Rupture chaîne cinématique de la tige de poussée.

INITIATEUR POTENTIEL
Séisme : pas de démonstration formelle du dimensionnement au SMS. Inondation externe : sans objet Conditions climatiques extrêmes : sans objet Perte des alimentations électriques : sans objet Perte de la source froide : sans objet

ANALYSE DU SCENARIO DU DIMENSIONNEMENT
Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Système de contre pression oléopneumatique : perte d'étanchéité du circuit d'air comprimé, ▪ Cylindre du vérin de la BP et gicleur : perte d'étanchéité du cylindre et perte de fonctionnalité du gicleur, ▪ Détection : perte mesures Haute Puissance de Sécurité (HPS) (mesure du flux neutronique par chambre à dépôt de bore), ▪ Arrêt d'urgence : perte des circuits de sécurité. Lignes de défense disponibles : ▪ Détection : séisme : accéléromètres, ▪ Arrêt d'urgence : chute des Barres de Sécurité (BS). Traitement : La chute de barres est déclenchée préventivement sur le premier seuil, à 0,01g en 2/3 des accéléromètres situés au niveau B du bâtiment réacteur. La mise en sécurité, vis-à-vis de la réactivité, est assurée par l'anti-réactivité de 4 des 5 BS même en l'absence de la barre de pilotage. En effet dans cette configuration, 4 BS en bas sans BP, le keff est de $0,877 \pm 0,00291$. Etat final : arrêt réacteur, refroidissement en convection naturelle.

ANALYSE COMPLEMENTAIRE HORS DIMENSIONNEMENT
Rupture chaîne cinématique de la tige de poussée et Perte de l'AU par le seuil 1 en 2/3 des accéléromètres : conduit à la perte totale de la maîtrise de la réactivité, donc à la fusion sous eau du combustible par dépassement de la puissance limite extractible. Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Gonflage de l'espace annulaire : perte du système de gonflage normal et de secours : Lignes de défense disponibles : ▪ Confinement : respect des critères d'étanchéité de l'enceinte interne béton et de l'enceinte externe métallique, ▪ Isolement d'enceinte : isolement redondant de toutes les traversées d'enceinte de façon totalement passive : critère : opérabilité et étanchéité, ▪ Circuit d'Effluents Gazeux : critère : opérabilité de la filtration et de l'extraction. Etat final : fusion sous eau par dépassement de la puissance limite extractible.

Page : 35 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Gravité des conséquences radiologiques : la « zone de danger immédiat » reste comprise dans le périmètre de l'INB, elle est donc très largement inférieure au périmètre PPI.

2.2.2 Rupture d'un dispositif expérimental dans le bloc pile

La rupture franche d'un doigt de gant conduit, du fait de l'entrée d'eau lourde en lieu et place du vide ou de l'hélium, à un échelon de réactivité inférieur à 400 pcm pour tous les doigts de gant à l'exception de H10 pour lequel l'échelon atteint 600 pcm.

Dans le cas d'un échelon de réactivité de 400 pcm, le calcul de cinétique montre que la puissance limite conduisant à l'ébullition locale n'est pas dépassée avant la chute des barres. Dans le cas du doigt de gant H10 produisant un échelon de 600 pcm, le calcul de cinétique aboutit à une puissance atteinte supérieure à la puissance limite ; cependant, un calcul de thermohydraulique a été effectué, montrant que ce transitoire est suffisamment court pour ne pas atteindre l'ébullition de l'eau. (les calculs sont présentés dans la fiche CF3.R.5 du chap. 31 de la mise à jour du RdS transmis à l'ASN par la note citée en réf (12)).

Seul l'effet en réactivité de la source de neutrons chauds dépasse les valeurs précédentes. Son effet (600 pcm – CRE n° 314 (13) transmis par courrier (14)) provient essentiellement de l'introduction d'eau lourde autour du graphite. Les fuites qui pourraient survenir sur l'une ou l'autre des enceintes seraient détectées avant que l'eau ne puisse pénétrer dans la source. La chute des barres, provoquée par le niveau de pression entre les deux enceintes, exclut l'existence d'une rampe de réactivité dangereuse pour le cœur, même en cas d'endommagement simultané des deux enceintes.

Du point de vue réactivité, cet événement est couvert par le précédent et le suivant. Il ne fait donc pas l'objet de fiche particulière. Il sera par contre traité dans le cadre de la perte de la maîtrise du refroidissement.

2.2.3 Rupture en piscine du collecteur d'entrée d'eau lourde

Le collecteur d'entrée étant dimensionné au SMS et le survol de la piscine par des charges lourdes étant interdit réacteur en fonctionnement, il n'y a pas d'agresseur interne ou externe de dimensionnement identifié.

Cependant cet événement est retenu de façon déterministe dans l'étude de dimensionnement. Le transitoire a une durée inférieure à 1 seconde et débute environ 300 ms après la chute des barres de sécurité ; il correspond à l'insertion de l'eau légère entre les plaques combustible, le réflecteur étant toujours en eau lourde. Les calculs de neutronique ont montré que la configuration n'est sur-critique que si le pourcentage d'eau légère entrant entre les plaques est supérieur à 95 %. Ceci implique que la rupture doit être totalement débattue pour conduire à un accident de réactivité. Les calculs montrent également que la configuration n'est sur-critique que pendant les deux premiers jours du cycle avant la mise à l'équilibre du Xénon. Le calcul neutronique montre enfin qu'avec la chute des cinq BS, cet accident ne conduit pas à une insertion de réactivité.

Pour vérifier la robustesse de cette conclusion, une étude et des mesures ont été effectuées en ne retenant la chute que de 4 des 5 BS. Les calculs neutroniques complétés des mesures effectuées dans une configuration représentative montrent que la réactivité est alors inférieure à 670 pcm, et est donc inférieure au β_{eff} du réacteur. Les calculs de cinétique associés montrent également que la puissance maximale atteinte est inférieure à la puissance de fonctionnement garantissant tout risque d'endommagement du combustible.

Pour un séisme supérieur au SMS, la fiche suivante analyse la perte de la maîtrise de la réactivité par rupture du collecteur d'entrée en piscine. Cette fiche montre donc que la défaillance postulée de l'AU est nécessaire pour conduire à un endommagement du cœur, le plus probable étant une fusion sous eau. Les conséquences de cette perte totale de la maîtrise de la réactivité restent dans l'enveloppe du PPI.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 36 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

Afin de détecter un éventuel « effet falaise », les conséquences de cet accident ont été calculées en supposant que l'insertion de réactivité est telle qu'un accident de type BORAX soit possible. Celles-ci sont toujours dans l'enveloppe du PPI, et montrent ainsi la robustesse de l'installation à la perte de la maîtrise de la réactivité.

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT Procédé : Réacteur. Etat réacteur associé : Basse Puissance, Haute Puissance. Fonction de sûreté impactée : Maîtrise de la réactivité. Système fonctionnel : circuit primaire D ₂ O. Evénement hypothétique : Rupture collecteur d'entrée D ₂ O en piscine.
INITIATEUR POTENTIEL Séisme : supérieur au SMS. Retenu cependant de façon déterministe dans l'étude de sûreté de dimensionnement Inondation externe : sans objet Conditions climatiques extrêmes : sans objet Perte des alimentations électriques : sans objet Perte de la source froide : sans objet
ANALYSE DU SCENARIO DU DIMENSIONNEMENT Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Détection : perte mesures HPS (mesure du flux neutronique par chambre à dépôt de bore). ▪ Arrêt d'urgence : perte des circuits de sécurité ; Lignes de défense disponibles : ▪ Tuyauterie en piscine : critère : étanchéité ; ▪ Détection : séisme : accéléromètres ; ▪ Arrêt d'urgence : chute des barres de sécurité ; Traitement : La chute de barres est déclenchée préventivement sur le premier seuil, à 0,01g en 2/3 des accéléromètres situés au niveau B. Etat final : arrêt réacteur, refroidissement en convection naturelle.
ANALYSE COMPLEMENTAIRE HORS DIMENSIONNEMENT Rupture totalement débattue du collecteur d'entrée et Perte de l'AU par le seuil 1 en 2/3 des accéléromètres : conduit à la perte de la maîtrise de la réactivité. L'insertion de réactivité est de 14555 pcm en plus de 80 ms ce qui ne semble pas pouvoir déclencher un accident de type BORAX (cf. fiche AGM.R.1 chap. 31 mise à jour RdS (12)). Afin de vérifier l'absence d'effet falaise dans cette situation, les conséquences d'un BORAX sur un cœur en fin de cycle seront calculées, bien que l'insertion de réactivité soit plus faible après la mise à l'équilibre du Xe135, soit 48 heures après la divergence environ. Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Gonflage de l'espace annulaire : perte du système de gonflage normal et de secours, Lignes de défense disponibles : ▪ Confinement : respect des critères d'étanchéité de l'enceinte interne béton et de l'enceinte externe métallique, ▪ Isolement d'enceinte : isolement redondant de toutes les traversées d'enceinte de façon totalement passive : critère : opérabilité et étanchéité. ▪ Circuit d'Effluents Gazeux : critère : opérabilité de la filtration et de l'extraction. Gravité des conséquences radiologiques : la « zone de danger immédiat » reste comprise dans le périmètre de l'INB, elle est donc très largement inférieure au périmètre PPI.

Page : 37 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

2.3 Perte de la maîtrise du refroidissement

Cette perte de la maîtrise du refroidissement correspond à des situations différentes suivant que l'on étudie :

- Un élément en puissance dans le bloc pile,
- Un élément usé en refroidissement dans le bloc pile,
- Un élément usé en refroidissement dans la hotte,
- Un élément usé en refroidissement dans le canal 2.

2.3.1 Élément en puissance dans le bloc pile

Le contrôle de la puissance en fonctionnement est assuré par les trois chaînes HP associées aux deux circuits de sécurité. Ces chaînes déclenchent la chute des barres en particulier pour :

- le franchissement du seuil $0,8 \text{ PL} - \text{VR} < 0$ où VR est la puissance instantanée et PL la puissance limite théorique dans les conditions thermodynamiques instantanées,
- le franchissement de la puissance limite théorique minimale (PL min.).

Ces deux sécurités prennent donc en compte toute insuffisance de refroidissement due par exemple à un arrêt de pompe primaire ou à une perte de l'alimentation électrique externe.

Par ailleurs, la conception du réacteur garantit l'évacuation de la puissance résiduelle en cas de perte totale des alimentations électriques ainsi qu'en cas de perte de la source froide, ce, par convection naturelle (cf. chapitre 6). Il est cependant nécessaire que l'inventaire en eau soit supérieur à 213,54 m NGF correspondant à l'altitude du clapet de convection naturelle le plus bas.

La maîtrise du refroidissement se ramène donc à la maîtrise de l'inventaire en eau. Ainsi, trois situations différentes sont à étudier suivant le niveau d'eau dans le bloc pile (voir schéma de la page suivante) :

- Inventaire en eau $> 213,54 \text{ m NGF}$: la convection naturelle peut s'établir au moins par le clapet le plus bas. Celui-ci suffit au refroidissement correct du cœur. Un éventuel endommagement du combustible ne peut donc être dû qu'au non fonctionnement à l'ouverture du clapet. Celui-ci fonctionnant de manière passive sous l'action de la force de rappel d'un ressort, cette défaillance peut résulter par exemple d'un blocage sous l'action d'un chargement sous séisme supérieur à celui de dimensionnement,
- Inventaire en eau $< 213,54$ et $> 212,25 \text{ m NGF}$: le cœur est toujours sous eau, mais la convection naturelle par le circuit prévu avec les clapets N1 à N3 ne peut s'établir. La question est donc de savoir si cette situation conduit à la fusion du cœur sous eau ou si une convection naturelle peut cependant s'établir et permettre un refroidissement du cœur, même non optimal. Un calcul d'ingénieur est présenté dans le paragraphe suivant et permet de répondre à cette question ;
- Inventaire en eau $< 212,25 \text{ m NGF}$: une partie du cœur est dénoyé conduisant à la fusion directement dans le gaz de couverture. Les scénarios correspondants nécessitant nécessairement une perte d'étanchéité du bloc pile, cette fusion est considérée de façon pénalisante comme une fusion à l'air directement dans le hall du bâtiment réacteur.

L'étude des scénarios de perte de l'inventaire en eau se ramène à l'étude des scénarios de brèche sur le circuit primaire. Elle est effectuée en analysant les situations de petite, moyenne puis grosse brèche.

Enfin, un dernier événement hypothétique est à envisager afin d'être exhaustif. Il consiste en un corps migrant dans le circuit primaire qui viendrait obstruer un canal entre deux plaques combustible.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 38 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

Cette situation conduisant au plus à une fusion partielle du cœur sous eau, elle est couverte par les autres accidents étudiés. Elle ne fera donc pas l'objet de fiche particulière.

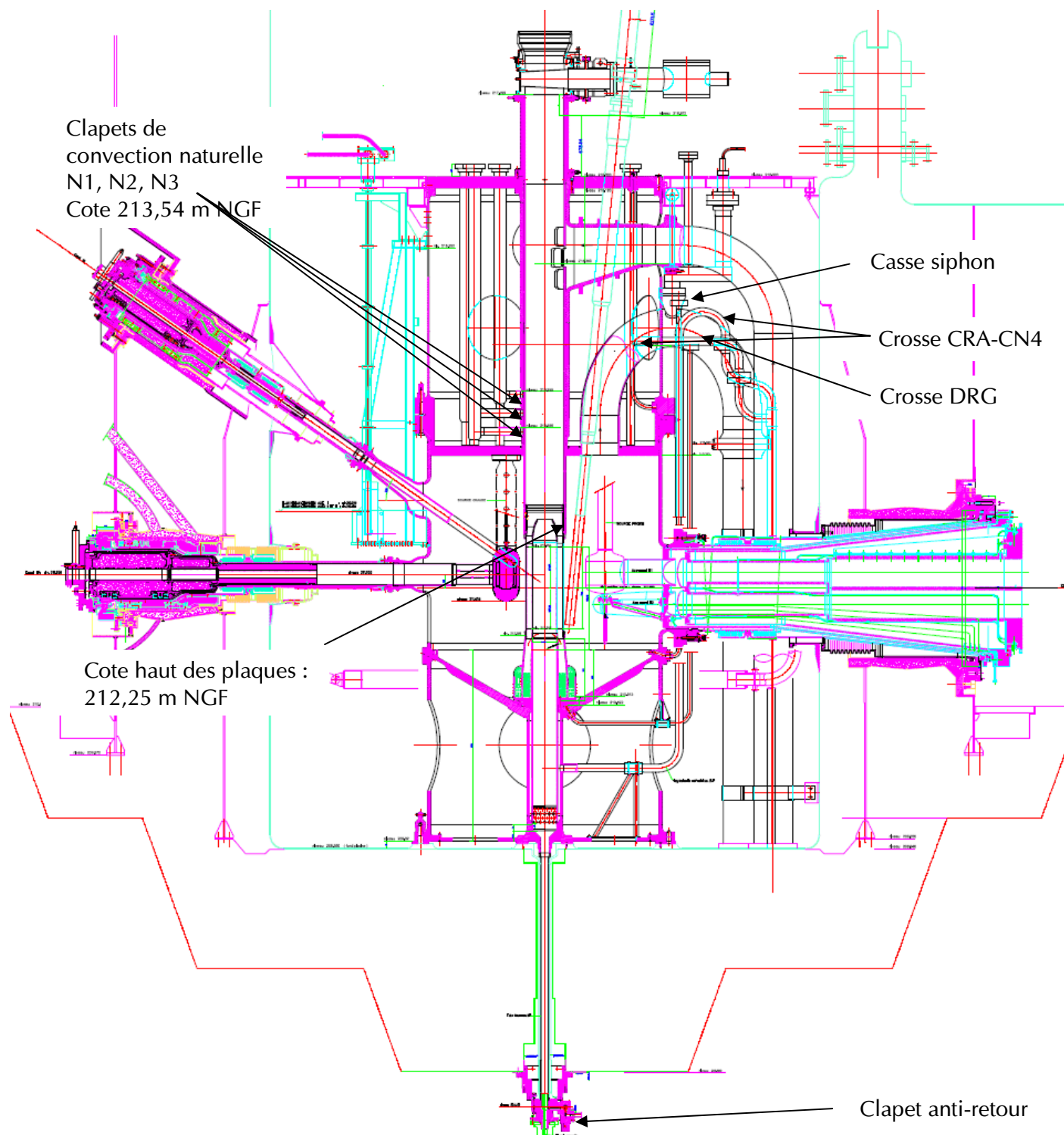
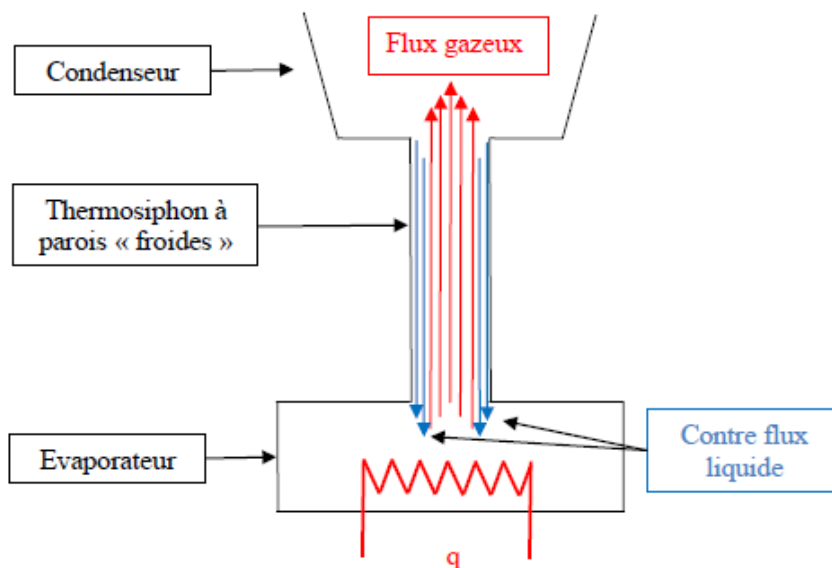


Schéma du bloc pile

2.3.1.1 Etude du refroidissement du cœur niveau d'eau lourde sous les clapets de convection naturelle

Cette étude a été menée en modélisant le refroidissement du cœur par un thermosiphon.

Description des hypothèses



On se place dans le cadre d'un thermosiphon diphasique à parois froides. Toute la vapeur est produite dans l'évaporateur (chauffage q) et elle s'échappe par le thermosiphon. Le liquide du condenseur remplace la vapeur de l'évaporateur en ruisselant le long de la paroi froide.

A priori, le modèle est conservatif vis-à-vis du débit. On produit la vapeur avant et on la force à passer par le thermosiphon. On peut imaginer que si on produit la vapeur tout le long des parois du thermosiphon, le débit maximum de vapeur doit être supérieur, toute la vapeur ne devant pas traverser tout le thermosiphon.

Calcul du débit maximal

La corrélation de Kutateladze pour les thermosiphons diphasiques en eau s'écrit :

$$(K_v)^{1/2} + (K_l)^{1/2} = \sqrt{3.2}$$

K_v et K_l sont les nombres de Kutateladze pour la vapeur (v) et le liquide (l) respectivement.

On a : $K_i = \frac{\dot{m}_i}{A} \times \rho_i^{-1/2} \times [g \cdot \sigma \cdot (\rho_l - \rho_v)]^{-1/4}$ avec $i = (l, v)$.

Nomenclature :

- $\dot{m}_i$ avec $i = (l, v)$ est le débit massique du liquide (l) ou de la vapeur (v) en kg/s.
- A est la section de passage du thermosiphon en m^2 .
- ρ_i avec $i = (l, v)$ est la densité du liquide (l) ou de la vapeur (v) en kg/m^3 .
- g est l'accélération de la pesanteur $g = 9.78 \text{ m/s}^2$.
- σ est la tension de surface du liquide en N/m.

Page : 41 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 Etude de sûreté	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Le débit maximum est pour $K_1 = 0$, soit la situation où on a uniquement un débit de vapeur.

On doit donc calculer :

$$\dot{m}_v = 3.2 \times A \times \rho_v^{1/2} \times [g \cdot \sigma (\rho_l - \rho_v)]^{1/4}$$

Avec $A = 0.0382732 \text{ m}^2$ et les propriétés de l'eau lourde à 1 bar suivantes :

- $\rho_v = 0.65382 \text{ kg/m}^3$.
- $g = 9.78 \text{ m/s}^2$.
- $\sigma = 0.058731 \text{ N/m}$.
- $\rho_l = 1062.5 \text{ kg/m}^3$.

$$\dot{m}_v = 3.2 \times 0.0382732 \times (0.65382)^{1/2} \times [609.91]^{1/4}$$

$$\dot{m}_v = 492 \text{ g/s}$$

C'est la valeur qu'on aurait pour une taille de bulles de vapeur non contrainte par la géométrie.

Effet de la taille des gouttes

Pour prendre en compte la taille des bulles de vapeur, on se sert de l'adaptation de Wallis et Makkenchery de la corrélation de Kutateladze :

$$(K_v)^{1/2} + (K_l)^{1/2} = \sqrt{3.2} \times \tanh(B_0^{1/4})$$

où B_0 est le nombre de Bond pour la goutte de vapeur dans son liquide.

Evaluation du nombre de Bond :

$$B_0 = \frac{(\rho_l - \rho_v) \times g \times L^2}{\sigma}$$

Pour la dimension caractéristique L , on prend par exemple le rayon de la goutte. Dans le cas présent, le rayon maximum de la goutte est de 0.9 mm, puisque l'épaisseur d'un canal entre les plaques est de 1.8 mm.

On trouve donc $B_0 = 0.143$.

Correction sur le débit :

Le facteur correctif est directement : $CF = \tanh^2(B_0^{1/4})$.

On trouve $CF = 0.3$.

Le débit maximum est de $\dot{m}_v = 492 \times 0.3 \Rightarrow \dot{m}_v = 148 \text{ g/s}$.

Puissance maximale évacuée :

C'est tout simplement le débit de vapeur fois la différence d'enthalpie entre la phase liquide et la phase gaz, autrement dit le débit fois la chaleur latente de vaporisation.

$$q = \dot{m}_v \times (2069.9 + 1.5144) \Rightarrow q = 307 \text{ kW}$$

Conclusion de l'étude : le modèle du thermosiphon montre que le cœur est refroidi correctement, même lorsque les clapets de convection naturelle sont dénoyés ou défaillants, ce, lorsque la puissance résiduelle est inférieure à 300 kW. A contrario le cœur fondra par assèchement total si la puissance résiduelle est supérieure à cette limite.

Cette fusion est donc assimilable à une fusion sous eau, puisque le cœur est toujours immergé avec une « garde d'eau lourde » dans la cheminée d'au moins un mètre. Les produits de fission qui sortent du cœur au moment de la fusion, sont donc bien d'abord transférés à l'eau qui entoure le cœur.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 42 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

2.3.1.2 Etude du refroidissement du cœur fondu sans eau sur le cuvelage piscine

On suppose les 60 kg d'UAI, constituant les plaques combustible, fondus et formant une flaque directement posée sur le fond du cuvelage de la piscine d'épaisseur 10 mm, dans la couronne centrale de surface 3,9 m².

On néglige totalement tout refroidissement par convection avec l'air ou conduction avec le cuvelage pour ne considérer que le refroidissement radiatif.

D'après la loi de Stefan-Boltzmann :

$$W = \varepsilon \sigma T^4$$

avec :

- ε : émissivité de l'UAI fondu = 0,15 ;
- σ : constante de Stefan-Boltzmann = $5,67 \cdot 10^{-8}$ SI ;
- T : température de l'UAI en Kelvin ;
- W : puissance rayonné par unité de surface.

La puissance susceptible d'être évacuée par le seul rayonnement, lorsque l'on atteint la température de fusion de l'inox du cuvelage sur cette surface de 3,9 m², est alors égale à 0,7 MW.

Cette puissance doit correspondre à la puissance résiduelle des produits de fission encore contenu dans le cœur après sa fusion et déposé dans les quelques mm d'aluminium fondu et les 10 mm de cuvelage. On retient de façon pénalisante la totalité de la puissance résiduelle bêta et la moitié de la puissance résiduelle gamma.

Un calcul de décroissance de la puissance résiduelle montre qu'après fusion du cœur, donc après relâchement des Produits de Fission (PF) les plus volatils cette puissance devient inférieure à 0,7 MW au bout de seulement 5 minutes après la chute des barres.

Pour une fusion à l'air, possible seulement lorsque la puissance résiduelle devient inférieure à 300 kW d'après le modèle de refroidissement par thermosiphon précédent, la température maximale atteinte serait de 1180°C si la flaque s'étalait seulement sur les 3,9 m² de surface du bloc tubulaire inférieur.

Sachant que cette température est nettement inférieure à la température de fusion de l'inox, et sachant que le modèle simplifié est très conservatif, il est certain que le cœur fondu est incapable de traverser le cuvelage du fond piscine. Celle-ci ne peut donc perdre son étanchéité par ce seul phénomène.

2.3.1.3 Blocage des trois clapets de convection naturelle

D'après le modèle du refroidissement du cœur par un thermosiphon, la perte du circuit normal de refroidissement en convection naturelle par blocage des trois clapets N1, N2 et N3 (cf. schéma du bloc pile) suite à un séisme, conduit à la fusion du cœur sous eau en moins d'une minute, la puissance résiduelle étant supérieure à 1 MW juste après la chute des barres.

Ces clapets étant dimensionnés au SMS, cet événement nécessite la survenue d'un séisme supérieur au séisme de dimensionnement. Ce scénario est couvert par ceux correspondant aux ruptures de tuyauteries présentés dans le paragraphe suivant.

Page : 43 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

2.3.1.4 Rupture de tuyauteries d'eau lourde

2.3.1.4.1 *Circuit d'événements et de vidange D2O sur les doigts de gant du niveau C, circuit de détection de rupture de gaine, circuit épuration*

Le circuit d'événement des lames d'eau lourde est ouvert en permanence afin de maintenir une circulation jouant le rôle de purge. Lors des travaux de renforcement suite au GP de 2002, des vannes qualifiées au séisme et « normalement fermées » ont été installées dans les casemates primaires du niveau C au niveau du bridage arrière de chaque doigt de gant.

Les casemates primaires du niveau C étant constituées d'empilements de blocs béton pour la protection radiologique, la démonstration du dimensionnement au SMS n'a pas été formellement apportée. En supposant que toutes les lignes d'événements sont arrachées par l'écroulement de ces casemates, le diamètre de chaque ligne d'événement étant de 10 mm, le débit de fuite est inférieur à $50 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$. Ce débit doit être cumulé à celui des lignes de vidanges et conduit donc à un débit maximal inférieur à $100 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$.

Le circuit DRG a été conçu pour rendre impossible tout siphonage du bloc pile de manière passive. En effet la tuyauterie de sortie (diamètre 39 mm intérieur) remonte en piscine en formant une crosse au dessus du niveau des clapets de convection naturelle. La partie supérieure de la crosse est reliée en permanence au collecteur des purges point haut qui retourne au vase d'expansion. En cas de rupture de la tuyauterie en A13 ou au niveau B, la vidange de ce collecteur joue le rôle de casse-siphon. La vidange du bloc pile ne peut donc dépasser la cote 214,50 NGF correspondant à la partie haute de la crosse en piscine de la tuyauterie DRG. Cependant, la ligne de liaison au collecteur de purge n'a pas été dimensionnée au séisme lors de la fabrication du nouveau bloc pile compte tenu de son petit diamètre (10 mm). Bien qu'il y ait peu de doute sur sa tenue, elle ne peut pas être formellement considérée comme étant dimensionnée au SMS.

La fiche suivante analyse la perte de la maîtrise du refroidissement par rupture des lignes d'événements et de vidange suite à un écroulement des casemates primaires du niveau C du réacteur et à la rupture du circuit DRG en A13 ou au niveau B. La conséquence de cette perte de la maîtrise du refroidissement est la fusion du cœur sous eau. Les conséquences radiologiques associées restent dans l'enveloppe du PPI.

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT

Procédé : Réacteur.

Etat réacteur associé : Basse Puissance, Haute Puissance.

Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement.

Système fonctionnel : circuit D₂O.

Evénement hypothétique : Brèche DRG + Ecoulement des casemates primaires du niveau C.

INITIATEUR POTENTIEL

Séisme : SMS

Inondation externe : sans objet

Conditions climatiques extrêmes : sans objet

Perte des alimentations électriques : sans objet

Perte de la source froide : sans objet

ANALYSE DU SCENARIO DU DIMENSIONNEMENT

Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur :

- **Détection** : perte des mesures pression sortie cœur,
- **Arrêt d'urgence** : perte des circuits de sécurité,
- **Refroidissement en convection forcée** : perte des pompes principales primaires et secondaires par perte de l'alimentation 20 kV et perte des pompes du circuit barre arrêt par perte de l'alimentation secourue sans coupure.
- **Confinement deuxième barrière** :
 - o Brèche sur le circuit DRG en casemate : pas de démonstration de la tenue au SMS,
 - o Perte de la tuyauterie casse-siphon du circuit DRG : pas de démonstration de la tenue au SMS,
 - o Ecoulement des casemates primaires du niveau C : pas de démonstration de la tenue des empilements de blocs servant de protection biologique au SMS,
 - o Perte d'étanchéité de la piscine réacteur au niveau 215 (liaison noyau central – canal de transfert) : pas de démonstration du maintien de l'étanchéité au SMS au dessus de 215.
- **Gonflage de l'espace annulaire** : perte du système de gonflage normal et de secours.

Lignes de défense disponibles :

- **Détection** : séisme : accéléromètres,
- **Arrêt d'urgence** : chute des barres de sécurité,
- **Refroidissement en convection naturelle** : critère : opérabilité,
- **Circuit d'eau de secours** : critère : opérabilité,
- **Circuit d'Effluents Gazeux** : critère : opérabilité de la filtration et de l'extraction,
- **Confinement** : respect des critères d'étanchéité de l'enceinte interne béton et de l'enceinte externe métallique,
- **Isolement d'enceinte** : isolement redondant de toutes les traversées d'enceinte de façon passive ; critère : opérabilité et étanchéité.

Traitement : La chute des barres est déclenchée préventivement sur le premier seuil, à 0,01g en 2/3 des accéléromètres situés au niveau B du bâtiment réacteur.

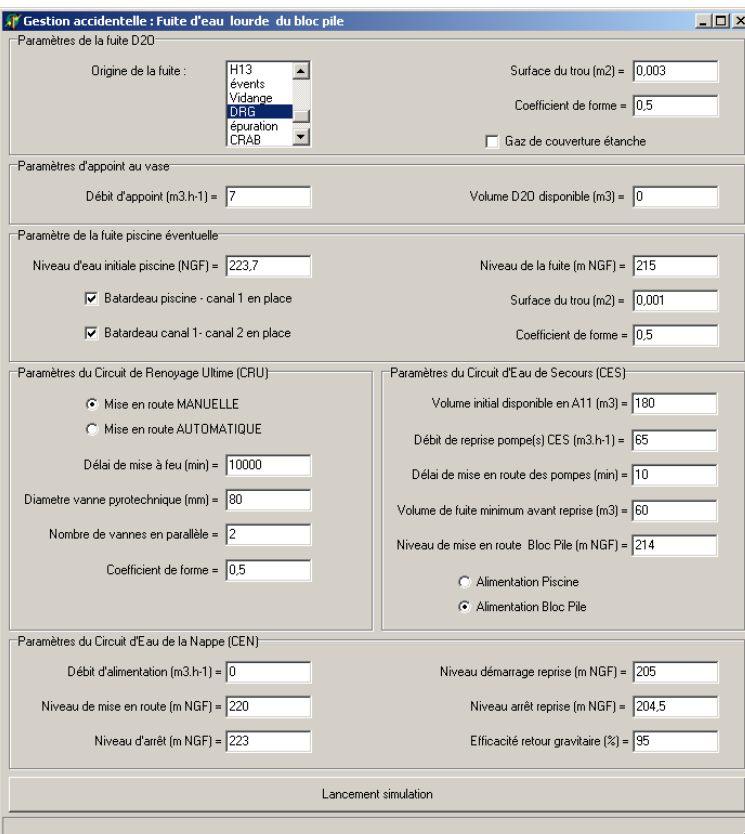
On suppose de façon pénalisante que la somme de toutes les fuites a lieu au niveau du circuit DRG, seul susceptible de conduire au dénoyage du haut des plaques combustible.

La modélisation est effectuée avec le CES actuel, donc sans le circuit de renoyage ultime : c'est pourquoi le délai de mise à feu des vannes pyrotechnique est pris égal à 10000 minutes ce qui revient à ne pas les déclencher.

Le CES est mis en route du PCS pour réalimenter le bloc pile avec l'eau légère en réserve dans

ANALYSE DU SCENARIO DU DIMENSIONNEMENT

B22 (120 m³ au minimum) puis en reprenant en A11 l'eau des fuites. La simulation montre que le dénoyage des clapets est effectif avant la mise en service du CES, ce délai étant au minimum de 10 minutes.



Gestion accidentelle : Fuite d'eau lourde du bloc pile

Paramètres de la fuite D20

Origine de la fuite : H13 événements, Vidange, **DRG**, épurateur, CRAB

Surface du trou (m2) = 0,003

Coefficient de forme = 0,5

☐ Gaz de couverture étanche

Paramètres d'appoint au vase

Débit d'appoint (m3.h-1) = 7

Volume D20 disponible (m3) = 0

Paramètre de la fuite piscine éventuelle

Niveau d'eau initiale piscine (NGF) = 223,7

Niveau de la fuite (m NGF) = 215

☒ Batardeau piscine - canal 1 en place

Surface du trou (m2) = 0,001

☒ Batardeau canal 1 - canal 2 en place

Coefficient de forme = 0,5

Paramètres du Circuit de Renouveau Ultime (CRU)

☒ Mise en route MANUELLE

☐ Mise en route AUTOMATIQUE

Délai de mise à feu (min) = 10000

Diamètre vanne pyrotechnique (mm) = 80

Nombre de vannes en parallèle = 2

Coefficient de forme = 0,5

Paramètres du Circuit d'Eau de Secours (CES)

Volume initial disponible en A11 (m3) = 180

Débit de reprise pompe(s) CES (m3.h-1) = 65

Délai de mise en route des pompes (min) = 10

Volume de fuite minimum avant reprise (m3) = 60

Niveau de mise en route Bloc Pile (m NGF) = 214

☐ Alimentation Piscine

☒ Alimentation Bloc Pile

Paramètres du Circuit d'Eau de la Nappe (CEN)

Débit d'alimentation (m3.h-1) = 0

Niveau démarrage reprise (m NGF) = 205

Niveau de mise en route (m NGF) = 220

Niveau arrêt reprise (m NGF) = 204,5

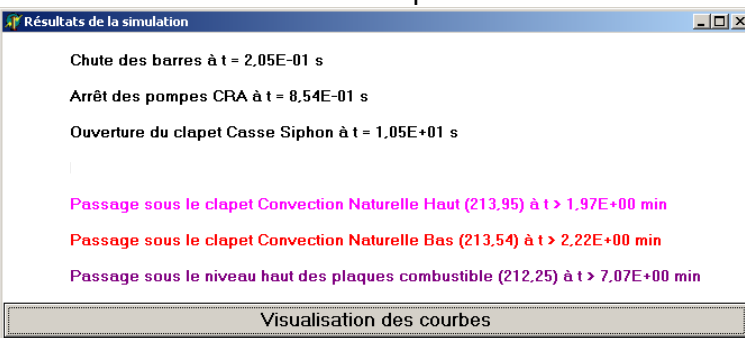
Niveau d'arrêt (m NGF) = 223

Efficacité retour gravitaire (%) = 95

Lancement simulation

- La prise en compte de la non étanchéité éventuelle de la piscine au dessus de 215 m NGF est modélisée par une fuite à 215 m NGF de section totale 0,001 m², soit 10 cm² de fissures cumulées non seulement sur le béton à la jonction piscine canal de transfert mais également de façon très pénalisante sur le cuvelage inox,
- Le SMS est supposé conduire à la perte d'étanchéité du gaz de couverture, hypothèse pénalisante pour le calcul des débits de fuite du bloc pile,
- On suppose une mise en route du CES au bout de 10 minutes. Le volume initial en A11 de 180 m³, sachant que 60 m³ sont nécessaires avant reprise, simule le volume minimum requis de la bêche B22,
- L'absence du CRU est simulée par un déclenchement manuel à t = 10000 minutes,
- L'absence de réalimentation en eau depuis l'extérieur est simulée par le débit nul d'eau de nappe.

Les résultats montrent que le niveau d'eau dans le bloc pile passe sous le dernier clapet de convection naturelle environ 2 minutes après le séisme et sous le niveau haut des plaques combustible environ 5 minutes plus tard.



Résultats de la simulation

Chute des barres à t = 2,05E-01 s

Arrêt des pompes CRA à t = 8,54E-01 s

Ouverture du clapet Casse Siphon à t = 1,05E+01 s

Passage sous le clapet Convection Naturelle Haut (213,95) à t > 1,97E+00 min

Passage sous le clapet Convection Naturelle Bas (213,54) à t > 2,22E+00 min

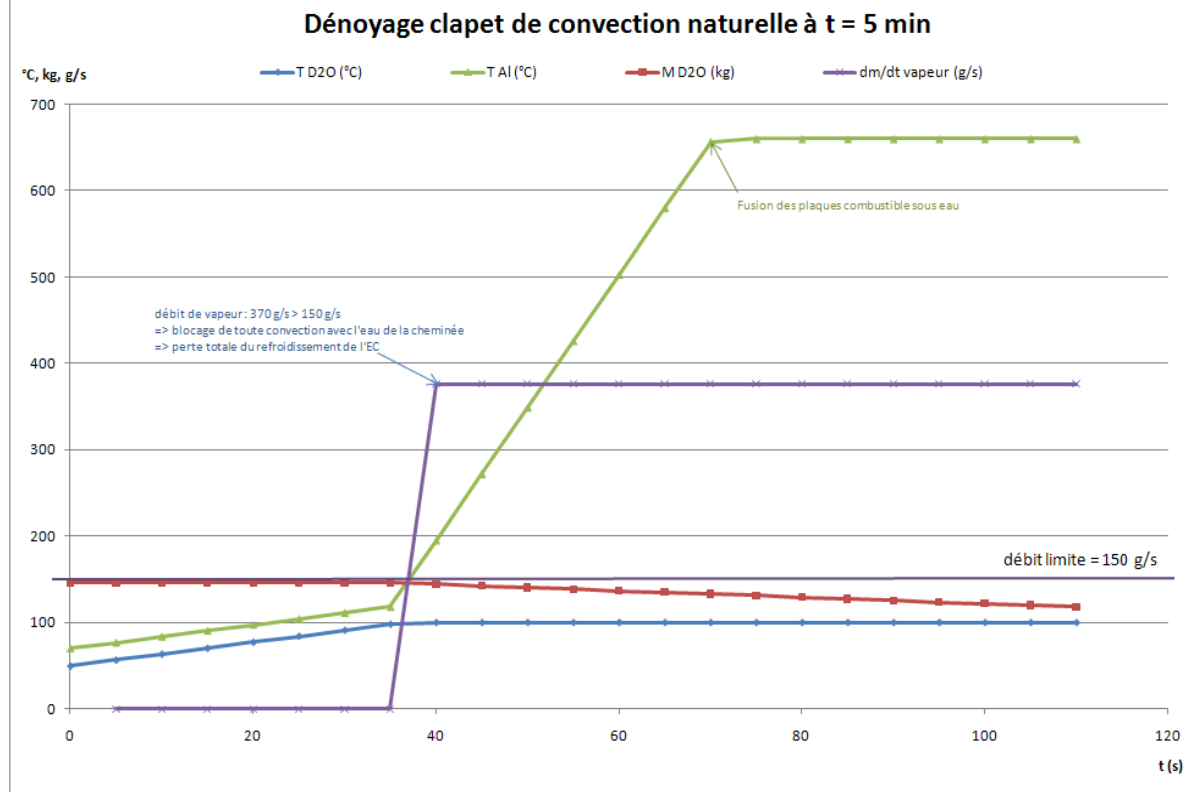
Passage sous le niveau haut des plaques combustible (212,25) à t > 7,07E+00 min

Visualisation des courbes

- Le dénoyage du dernier clapet de convection naturelle se produit un peu après deux minutes,
- 5 minutes plus tard, dénoyage du haut des plaques combustible,
- Cette durée est très largement supérieure au temps nécessaire pour que le combustible fonde sous eau.

Les puissances résiduelles bêta et gamma sont supérieures respectivement à 700 kW et à 850 kW cinq minutes après la chute des barres. Sachant que la moitié de la puissance résiduelle gamma est déposée dans le cœur, le dépôt de puissance totale, de l'ordre de 1 MW, est très largement supérieur à celui qui conduit à l'assèchement total du cœur (voir §2.3.1.1), malgré la garde d'eau lourde dans la cheminée du réacteur. Le cœur va donc fondre sous eau environ une minute après le dénoyage du dernier clapet de convection naturelle :

ANALYSE DU SCENARIO DU DIMENSIONNEMENT



Etat final : fusion du cœur sous eau.

Gravité des conséquences radiologiques : la « zone de danger immédiat » reste comprise dans le périmètre de l'INB, elle est donc très largement inférieure au périmètre PPI.

2.3.1.4.2 Tuyauteries Circuit de Refroidissement Arrêt Barre dans le local A13 et au niveau B

Ce circuit est conçu pour rendre impossible le siphonage du bloc pile, ce, de manière passive. En effet la tuyauterie de sortie ($\Phi = 80$ mm) remonte en piscine largement au dessus du niveau des clapets de convection naturelle et est reliée en permanence au collecteur d'entrée d'eau lourde par une petite ligne casse-siphon (diamètre 10 mm). En cas de rupture de la tuyauterie en A13 ou au niveau B, et en l'absence de rupture de la ligne de liaison, la vidange du bloc pile ne peut physiquement pas dépasser la cote 214,50 m NGF correspondant à la partie haute de la crosse en piscine de la tuyauterie CRAB.

Cependant, la ligne de liaison n'a pas été dimensionnée au SMS lors de la fabrication du nouveau bloc pile en raison de son petit diamètre (10 mm). Bien qu'il y ait peu de doute sur sa tenue, elle ne peut pas être formellement considérée comme dimensionnée au SMS. Néanmoins, le clapet N4 de convection naturelle du circuit barre, dimensionné au SMS, joue le rôle de casse-siphon lorsque le niveau d'eau atteint 214,30. Son fonctionnement étant passif, cet équipement constitue une ligne de défense forte pendant et après SMS. La vidange du bloc pile par le circuit CRAB suite à un SMS peut donc être « exclue en pratique ».

Pour un aléa supérieur au SMS, la fiche suivante analyse la perte de la maîtrise du refroidissement par rupture du circuit CRAB en A13 ou au niveau B et par perte du clapet N4 servant de casse-siphon « de secours ».

Page : 47 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT

Procédé : Réacteur.

Etat réacteur associé : Basse Puissance, Haute Puissance.

Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement.

Système fonctionnel : Circuit D₂O.

Evénement hypothétique : Brèche circuit CRAB et perte du clapet N4 servant de « casse-siphon ».

INITIATEUR POTENTIEL

Séisme : supérieur au SMS, le clapet N4 étant dimensionné au SMS.

Inondation externe : sans objet

Conditions climatiques extrêmes : sans objet

Perte des alimentations électriques : sans objet

Perte de la source froide : sans objet

ANALYSE DU SCENARIO HORS DIMENSIONNEMENT

Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur :

- **Détection** : perte des mesures pression sortie cœur,
- **Arrêt d'urgence** : perte des circuits de sécurité,
- **Refroidissement en convection forcée** : perte des pompes principales primaires et secondaires par perte de l'alimentation 20 kV et perte des pompes du circuit barre arrêt par perte de l'alimentation secourue sans coupure,
- **Refroidissement en convection naturelle** : perte des clapets N1 à N4,
- **Confinement deuxième barrière** :
 - o Brèche sur le circuit DRG en casemate : pas de démonstration de la tenue au SMS,
 - o Perte casse-siphon du circuit DRG : pas de démonstration de la tenue au SMS,
 - o Ecroulement des casemates primaires du niveau C : pas de démonstration de la tenue des empilements de blocs servant de protection biologique au SMS,
 - o Perte d'étanchéité de la piscine réacteur au niveau 215 (liaison noyau central – canal de transfert) : pas de démonstration du maintien de l'étanchéité au SMS au dessus de 215,
 - o Brèche sur circuit CRAB,
 - o Perte de la ligne casse-siphon « normale »,
 - o Blocage du clapet N4 servant de casse-siphon « de secours ».
- **Gonflage de l'espace annulaire** : perte du système de gonflage normal et de secours.

Lignes de défense disponibles :

- **Détection** : séisme : accéléromètres,
- **Arrêt d'urgence** : chute des BS,
- **Circuit d'eau de secours** : critère : opérabilité,
- **Circuit d'Effluents Gazeux** : critère : opérabilité de la filtration et de l'extraction,
- **Confinement** : respect des critères d'étanchéité de l'enceinte interne béton et de l'enceinte externe métallique,
- **Isolement d'enceinte** : isolement redondant de toutes les traversées d'enceinte de façon passive ; critère : opérabilité et étanchéité.

Traitement : La chute de barres est déclenchée préventivement sur le premier seuil, à 0,01g en 2/3 des accéléromètres situés au niveau B du bâtiment réacteur.

Cette modélisation est effectuée avec le CES actuel, donc sans le circuit de renoyage ultime.

Le Circuit d'Eau de Secours est mis en route du PCS pour réalimenter le bloc pile avec l'eau légère en réserve dans B22 (120 m³ au minimum), puis en reprenant en A11 l'eau des fuites. La simulation montre que le dénoyage des clapets est effectif avant la mise en service du CES, ce délai étant au minimum de 10 minutes.

EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA

ANALYSE DU SCENARIO HORS DIMENSIONNEMENT

Gestion accidentelle : Fuite d'eau lourde du bloc pile

Paramètres de la fuite D20

Origine de la fuite :
 Vidange
 DRG
 Épuration
 CRAB
 Principal

Surface du trou (m²) = 0.0064

Coefficient de forme = 0.5

☐ Gaz de couverture étanche

Paramètres d'appoint au vase

Débit d'appoint (m³.h⁻¹) = 7

Volume D20 disponible (m³) = 0

Paramètre de la fuite piscine éventuelle

Niveau d'eau initiale piscine (NGF) = 223.7

Niveau de la fuite (m NGF) = 215

☒ Batardeau piscine - canal 1 en place

Surface du trou (m²) = 0.01

☒ Batardeau canal 1 - canal 2 en place

Coefficient de forme = 0.5

Paramètres du Circuit de Renoyage Ultime (CRU)

☒ Mise en route MANUELLE

☐ Mise en route AUTOMATIQUE

Délai de mise à feu (min) = 10000

Diamètre vanne pyrotechnique (mm) = 80

Nombre de vannes en parallèle = 2

Coefficient de forme = 0.5

Paramètres du Circuit d'Eau de Secours (CES)

Volume initial disponible en A11 (m³) = 180

Débit de reprise pompe(s) CES (m³.h⁻¹) = 65

Délai de mise en route des pompes (min) = 10

Volume de fuite minimum avant reprise (m³) = 60

Niveau de mise en route Bloc Pile (m NGF) = 214

☐ Alimentation Piscine

☒ Alimentation Bloc Pile

Paramètres du Circuit d'Eau de la Nappe (CEN)

Débit d'alimentation (m³.h⁻¹) = 0

Niveau démarrage reprise (m NGF) = 205

Niveau de mise en route (m NGF) = 220

Niveau arrêt reprise (m NGF) = 204.5

Niveau d'arrêt (m NGF) = 223

Efficacité retour gravitaire (%) = 95

Lancement simulation

- La prise en compte de la non étanchéité éventuelle de la piscine au dessus de 215 m NGF est modélisée par une fuite à 215 m NGF de section totale 0,01 m², soit 100 cm² de fissures cumulées non seulement sur le béton à la jonction piscine canal de transfert mais également de façon très pénalisante sur le cuvelage inox,
- Le séisme est supposé conduire à la perte d'étanchéité du gaz de couverture, hypothèse pénalisante pour le calcul des débits de fuite du bloc pile,
- On suppose une mise en route du CES au bout de 10 minutes. Le volume initial en A11 de 180 m³, sachant que 60 m³ sont nécessaires avant reprise, simule le volume minimum requis de la bache B22,
- L'absence du CRU est simulée par un déclenchement manuel à t = 10000 minutes,
- L'absence de réalimentation en eau depuis l'extérieur est simulée par le

Les résultats montrent que le niveau d'eau dans le bloc pile passe sous le dernier clapet de convection naturelle environ 1 minute après le séisme et sous le niveau haut des plaques combustible plus de 2 minutes plus tard.

Résultats de la simulation

Chute des barres à t = 9.60E-02 s

Arrêt des pompes CRA à t = 3.78E-01 s

Ouverture du clapet Casse Siphon à t = 8.80E+00 s

|

Passage sous le clapet Convection Naturelle Haut (213.95) à t > 5.96E+01 s

Passage sous le clapet Convection Naturelle Bas (213.54) à t > 1.11E+00 min

Passage sous le niveau haut des plaques combustible (212.25) à t > 3.38E+00 min

Visualisation des courbes

- Le dénoyage du dernier clapet de convection naturelle se produit environ une minute après la brèche,
- 2 minutes plus tard, dénoyage du haut des plaques combustible,
- Cette durée est largement supérieure au temps nécessaire pour le combustible pour fondre, sous eau.

Les puissances résiduelles bêta et gamma sont supérieures respectivement à 700 kW et à 850 kW une minute après la chute des barres. Sachant que la moitié de la puissance résiduelle gamma est déposée dans le cœur, le dépôt de puissance totale, de l'ordre de 1 MW, est très largement supérieur à celui qui conduit à l'assèchement total du cœur (voir §2.3.1.1), malgré la garde d'eau lourde dans la cheminée du réacteur. Le cœur va donc fondre sous eau moins d'une minute après le dénoyage du dernier clapet de convection naturelle.

Etat final : fusion du cœur sous eau.

Gravité des conséquences radiologiques : la « zone de danger immédiat » reste comprise dans le périmètre de l'INB, elle est donc très largement inférieure au périmètre PPI.

Page : 49 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

2.3.1.4.3 Tuyauteries principales dans le local A13 et au niveau B

Ce circuit est conçu pour rendre de manière passive impossible le siphonage du bloc pile. En effet, les deux tuyauteries de gros diamètre (400 mm) du circuit primaire qui sont raccordées au bloc pile (entrée cœur, sortie cœur) sont placées à un niveau supérieur à celui du cœur.

En outre, la tuyauterie "entrée cœur" est reliée à la tuyauterie "sortie cœur" par l'intermédiaire d'un clapet casse-siphon commandé par la même ligne pilote que les clapets de convection naturelle. Il s'ouvre de façon entièrement passive sous l'action d'un ressort en moins d'une seconde lorsque la différence entre la pression dans les tuyauteries "entrée cœur" et "ligne pilote" et celle dans la tuyauterie "sortie cœur" est inférieure à un bar, ce qui se produit toujours en moins de quelques secondes en cas de rupture franche.

Ce clapet offre alors une section de passage de 80 cm². Grâce cette liaison, un siphonage du cœur est impossible, même en cas de grosse fuite, car le cœur est by-passé et le siphon est cassé dès que la tuyauterie "entrée cœur" est mise à la pression atmosphérique. Le dénoyage des clapets de convection naturelle suite à une brèche sur une de ces tuyauteries est donc « exclu en pratique » dans le cadre du dimensionnement.

Pour un aléa sismique nettement plus important que le SMS, conduisant à la fois à une brèche importante sur ce circuit et à la perte du clapet casse-siphon, par exemple par blocage, le dénoyage des clapets de convection naturelle se produit 10 secondes après le séisme.

Cependant, la crosse de sortie étant connectée en partie supérieure du bloc pile (213,25 m NGF), le dénoyage du cœur est physiquement impossible, la vidange s'arrêtant nécessairement au plus bas à cette altitude, soit un mètre au dessus du haut des plaques. La puissance résiduelle déposée dans les plaques étant bien supérieure à 10⁶ W, la fusion sous eau se produit moins d'une minute plus tard.

Comme précédemment, la « zone de danger immédiat » associée à cet accident reste comprise dans le périmètre de l'INB, donc très largement dans le périmètre PPI.

2.3.1.5 Rupture d'un doigt de gant

Chaque doigt de gant étant toujours une ligne de défense forte sous SMS la rupture est « exclue en pratique » à ce niveau d'aléa sismique. Elle est cependant prise en compte de façon déterministe dans l'étude de dimensionnement.

La fiche suivante analyse la perte de la maîtrise du refroidissement par rupture du doigt de gant aluminium le plus pénalisant (H6), en supposant également que l'écroulement de la casemate correspondante rend inopérant la fermeture de la Vanne de Sécurité (VS) associée.

La rupture d'un doigt de gant en zircaloy n'est pas retenue comme exemple pour la simulation, car leur marge de dimensionnement est deux fois plus élevée que celle des doigts de gant en aluminium.

Il faut noter que la fermeture des vannes de sécurité est déclenchée préventivement sur le premier seuil, fixé à 0,01g en 2/3 des accéléromètres situés au niveau B du bâtiment réacteur. Il est donc très pénalisant de supposer la VS ouverte, le plus probable étant tout au plus une perte d'étanchéité relative consécutive à l'agression par l'écroulement éventuel de la casemate primaire du niveau C.

La conséquence de cette perte de la maîtrise du refroidissement par rupture d'un doigt de gant, aluminium ou zircaloy la conclusion est la même, est la fusion du cœur sous eau.

Les conséquences radiologiques associées restent dans l'enveloppe du PPI.

EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT

Procédé : Réacteur.

Etat réacteur associé : Basse Puissance, Haute Puissance.

Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement.

Système fonctionnel : Bloc pile.

Evénement hypothétique : Brèche sur le doigt de gant aluminium H6.

INITIATEUR POTENTIEL

Séisme : supérieur au SMS, les doigts de gant étant dimensionnés au SMS. Retenu cependant de façon déterministe dans l'étude de sûreté de dimensionnement

Inondation externe : sans objet

Conditions climatiques extrêmes : sans objet

Perte des alimentations électriques : sans objet

Perte de la source froide : sans objet

ANALYSE DU SCENARIO DU DIMENSIONNEMENT

Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur :

- **Détection** : perte des mesures pression sortie cœur,
- **Arrêt d'urgence** : perte des circuits de sécurité,
- **Refroidissement en convection forcée** : perte des pompes principales primaires et secondaires par perte de l'alimentation 20 kV et perte des pompes du circuit barre arrêt par perte secourue sans coupure,
- **Refroidissement en convection naturelle** : perte des clapets N1 à N4,
- **Confinement deuxième barrière** :
 - Brèche sur le circuit DRG en casemate : pas de démonstration de la tenue au SMS,
 - Perte de la tuyauterie casse-siphon du circuit DRG : pas de démonstration de la tenue au SMS,
 - Ecroutement des casemates primaires du niveau C : pas de démonstration de la tenue des empilements de blocs servant de protection biologique au SMS. Cet écroutement entraîne la perte de la VS du doigt de gant,
 - Perte d'étanchéité de la piscine réacteur au niveau 215 (liaison noyau central – canal de transfert) : pas de démonstration du maintien de l'étanchéité au SMS au dessus de 215,
 - Brèche sur circuit CRAB,
 - Perte de la ligne casse-siphon « normale »,
 - Blocage du clapet N4 servant de casse-siphon « de secours »,
 - Rupture doigt de gant H6.
- **Gonflage de l'espace annulaire** : perte du système de gonflage normal et de secours.

Lignes de défense disponibles :

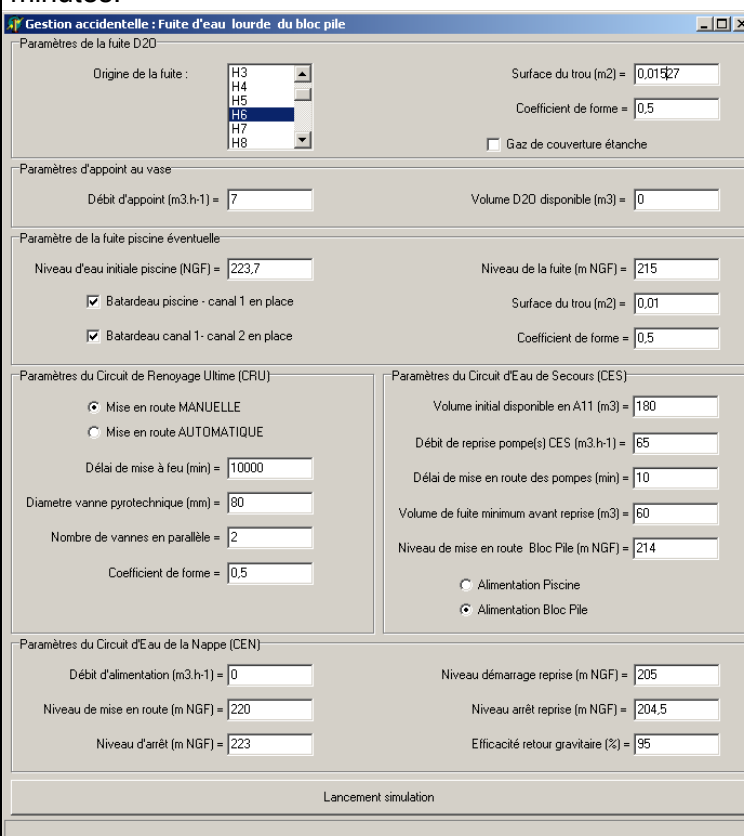
- **Détection** : séisme : accéléromètres,
- **Arrêt d'urgence** : chute des BS,
- **Circuit d'eau de secours** : critère : opérabilité,
- **Circuit d'Effluents Gazeux** : critère : opérabilité de la filtration et de l'extraction,
- **Confinement** : respect des critères d'étanchéité de l'enceinte interne béton et de l'enceinte externe métallique,
- **Isolement d'enceinte** : isolement redondant de toutes les traversées d'enceinte de façon passive ; critère : opérabilité et étanchéité.

Traitement : La chute des barres est déclenchée préventivement sur le premier seuil, à 0,01g en 2/3 des accéléromètres situés au niveau B du bâtiment réacteur.

Cette modélisation, qui cumule le débit de fuite dû à la rupture du doigt de gant à celui associé à la perte du circuit DRG et des lames d'eau lourde par les circuits d'événements et de vidange, est effectuée

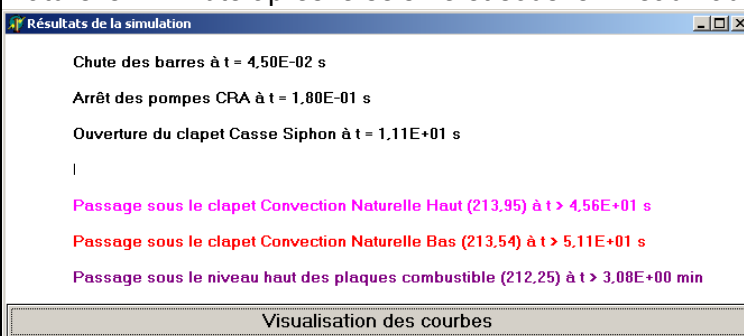
avec le CES actuel, donc sans le CRU. C'est pourquoi le délai de mise à feu des vannes pyrotechnique est pris égal à 10000 minutes ce qui revient à ne pas les déclencher.

Le CES est mis en route du PCS pour réalimenter le bloc pile avec l'eau légère en réserve dans B22 (120 m³ au minimum), puis en reprenant en A11 l'eau des fuites. La simulation montre que le dénoyage des clapets est effectif avant la mise en service du CES, ce délai étant au minimum de 10 minutes.



- La prise en compte de la non étanchéité éventuelle de la piscine au dessus de 215 m NGF est modélisée par une fuite à 215 m NGF de section totale 0,01 m², soit 100 cm² de fissures cumulées non seulement sur le béton à la jonction piscine canal de transfert mais également de façon très pénalisante sur le cuvelage inox.
- Le séisme est supposé également conduire à la perte d'étanchéité du gaz de couverture, hypothèse pénalisante pour le calcul des débits de fuite du bloc pile.
- On suppose une mise en route du CES au bout de 10 minutes. Le volume initial en A11 de 180 m³, sachant que 60 m³ sont nécessaires avant reprise, simule le volume minimum requis de la bache B22,
- L'absence du CRU est simulée par un déclenchement manuel à t = 10000 minutes,
- L'absence de réalimentation en eau depuis l'extérieur est simulée par le débit nul d'eau de nappe.

Les résultats montrent que le niveau d'eau dans le bloc pile passe sous le dernier clapet de convection naturelle 1 minute après le séisme et sous le niveau haut des plaques plus de 2 minutes plus tard.



- Le dénoyage du dernier clapet de convection naturelle se produit environ une minute après la brèche,
- Plus de 2 minutes plus tard, dénoyage du haut des plaques combustible,
- Cette durée est largement supérieure au temps nécessaire pour le combustible pour fondre, sous eau.

Les puissances résiduelles bêta et gamma sont supérieures respectivement à 500 kW et à 700 kW une minute après la chute des barres. Sachant que la moitié de la puissance résiduelle gamma est déposée dans le cœur, le dépôt de puissance totale, environ 800 kW, est très supérieur à celui qui conduit à l'assèchement total du cœur (voir §2.3.1.1), malgré la garde d'eau lourde dans la cheminée du réacteur.

Etat final : fusion du cœur sous eau.

Gravité des conséquences radiologiques : la « zone de danger immédiat » reste comprise dans le périmètre de l'INB, elle est donc très largement inférieure au périmètre PPI.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 52 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

2.3.1.6 Rupture d'un nombre important de doigts de gant

La rupture simultanée de l'ensemble des doigts de gant et des manchettes, cumulée avec la non fermeture des VS associées, avait été retenue initialement par les concepteurs du RHF comme accident de dimensionnement de façon déterministe sans qu'aucun initiateur n'ait été identifié.

L'ILL a proposé en 2008 (courrier (9)) la mise en place de deux nouveaux circuits de sauvegarde (CRU et CES), qui permettent, dans le cadre du dimensionnement, d'exclure en pratique la fusion du cœur à l'air sans décroissance dans le bloc pile.

L'évaluation complémentaire de sûreté visant à analyser des situations d'agressions au-delà de celles retenues pour le dimensionnement, la rupture simultanée des doigts de gants doit être à nouveau examinée.

Le rapport RHF n° 387 (15) transmis par courrier (16) présentant la synthèse de la tenue mécanique des doigts de gant sous différents chargements dont le séisme, montre que la marge de dimensionnement vis-à-vis de la rupture sous séisme des doigts de gants est comprise entre 2 et 4 par rapport aux critères de niveau C des Règles de Conception et de Construction des Matériels Mécaniques des Réacteurs Expérimentaux (RCC-MX) : L'initiateur provoquant la rupture des doigts de gants provoquera donc inévitablement aussi la perte des manchette et des dommages conséquents sur la virole du bloc pile, puisque ces équipements ont des marges nettement moins importantes.

Le scénario est alors celui des concepteurs, c'est-à-dire celui d'un bloc pile en totale communication avec la piscine, celle-ci se vidangeant par toutes les ouvertures des vannes de sécurité supposées défaillantes (bien qu'elles soient fermées préventivement à 0,01 g) ; la surface de brèche cumulée est alors de 0,14 m².

La conséquence de cette perte de la maîtrise du refroidissement par rupture de tous les doigts de gant est la fusion du cœur sous eau. Les conséquences radiologiques associées restent dans l'enveloppe du PPI.

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT
Procédé : Réacteur. Etat réacteur associé : Basse Puissance, Haute Puissance. Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement. Système fonctionnel : Bloc pile. Événement hypothétique : Rupture de tous les doigts de gant.

INITIATEUR POTENTIEL
Séisme : supérieur au SMS, les doigts de gant étant dimensionnés au SMS. Inondation externe : sans objet Conditions climatiques extrêmes : sans objet Perte des alimentations électriques : sans objet Perte de la source froide : sans objet

ANALYSE DU SCENARIO HORS DIMENSIONNEMENT
Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Détection : perte des mesures pression sortie cœur, ▪ Arrêt d'urgence : perte des circuits de sécurité, ▪ Refroidissement en convection forcée : perte des pompes principales primaires et secondaires par perte de l'alimentation 20 kV et perte des pompes du circuit barre arrêt par perte de l'alimentation secourue sans coupure, ▪ Refroidissement en convection naturelle : perte des clapets N1 à N4, ▪ Confinement deuxième barrière :

- o Perte de tous les doigts de gant,
- o Perte de toutes les VS,
- o Perte d'intégrité du bloc pile en piscine.
- **Gonflage de l'espace annulaire** : perte du système de gonflage normal et de secours,
- **Circuit d'Effluents Gazeux** : perte des ventilateurs et de la filtration par THE et PÂI.

Lignes de défense disponibles :

- **Détection** : séisme : accéléromètres,
- **Arrêt d'urgence** : chute des barres de sécurités,
- **Confinement** : respect des critères d'étanchéité de l'enceinte interne béton et de l'enceinte externe métallique,
- **Isolement d'enceinte** : isolement redondant de toutes les traversées d'enceinte de façon passive ; critère : opérabilité et étanchéité.

Traitement : la chute de barres est déclenchée préventivement sur le premier seuil, à 0,01g en 2/3 des accéléromètres situés au niveau B du bâtiment réacteur.

Cette modélisation suppose donc une communication entre le bloc pile et la piscine de telle sorte que le niveau dans le bloc pile suit le niveau d'eau de la piscine.

Gestion accidentelle : Fuite d'eau lourde du bloc pile

Paramètres de la fuite D20

Origine de la fuite : H3 H4 H5 H6 H7 H8

Surface du trou (m2) = 0

Coefficient de forme = 0.5

☐ Gaz de couverture étanche

Paramètres d'appoint au vase

Débit d'appoint (m3.h-1) = 7

Volume D20 disponible (m3) = 0

Paramètre de la fuite piscine éventuelle

Niveau d'eau initiale piscine (NGF) = 223.7

Niveau de la fuite (m NGF) = 211.80

☒ Batardeau piscine - canal 1 en place

Surface du trou (m2) = 0.14

☒ Batardeau canal 1 - canal 2 en place

Coefficient de forme = 0.5

Paramètres du Circuit de Renouveau Ultime (CRU)

☐ Mise en route MANUELLE

☒ Mise en route AUTOMATIQUE

Diamètre vanne pyrotechnique (mm) = 80

Nombre de vannes en parallèle = 10

Coefficient de forme = 0.5

Paramètres du Circuit d'Eau de Secours (CES)

Volume initial disponible en A11 (m3) = 180

Débit de reprise pompe(s) CES (m3.h-1) = 65

Délai de mise en route des pompes (min) = 10000

Volume de fuite minimum avant reprise (m3) = 60

Niveau de mise en route Bloc Pile (m NGF) = 214

☐ Alimentation Piscine

☒ Alimentation Bloc Pile

Paramètres du Circuit d'Eau de la Nappe (CEN)

Débit d'alimentation (m3.h-1) = 0

Niveau démarrage reprise (m NGF) = 205

Niveau de mise en route (m NGF) = 220

Niveau arrêt reprise (m NGF) = 204.5

Niveau d'arrêt (m NGF) = 223

Efficacité retour gravitaire (%) = 95

Lancement simulation

Calcul au temps t = 4,00E+00 j

- La prise en compte des fuites de la piscine et du bloc pile par l'ensemble des doigts de gant est simulée par une fuite de la piscine au plan médian cœur, 211,80 m NGF, avec une surface cumulée égale à la somme des surfaces du diamètre de passage de toutes les VS, soit 0,14 m²,
- La communication totale du bloc pile et de la piscine est simulée par la valeur fictive de 10 vannes pyrotechniques,
- L'absence de réalimentation en eau depuis l'extérieur est simulée par le débit nul d'eau de nappe,
- Le CES n'est pas pris en compte ce qui est simulé par le délai de mise en service à 10000 minutes, supérieur à la durée de la simulation (4 jours).

Les résultats sont les suivants :

Résultats de la simulation

Passage sous le clapet Convection Naturelle Haut (213,95) à t > 6,37E+00 min
 Passage sous le clapet Convection Naturelle Bas (213,54) à t > 6,84E+00 min
 Passage sous le niveau haut des plaques combustible (212,25) à t > 8,92E+00 min

Visualisation des courbes

- Le dénoyage du dernier clapet de convection naturelle se produit environ 9 minutes après la brèche (le débit de fuite est de l'ordre de 4000 m³.h⁻¹),
- Plus de 2 minutes plus tard, dénoyage du haut des plaques combustible,
- Cette durée est largement supérieure au temps nécessaire pour le combustible pour fondre, sous eau.

Les puissances résiduelles bêta et gamma sont supérieures respectivement à 500 kW et à 600 kW dix minutes après la chute des barres. Sachant que la moitié de la puissance résiduelle gamma est déposée dans le cœur, le dépôt de puissance totale, de l'ordre de 850 kW, est très largement supérieur à celui qui conduit à l'assèchement total du cœur (voir §2.3.1.1), malgré la garde d'eau lourde dans la cheminée du réacteur.

Etat final : fusion du cœur sous eau.

Gravité des conséquences radiologiques : la « zone de danger immédiat » reste comprise dans le périmètre de l'INB, elle est donc très largement inférieure au périmètre PPI.

2.3.2 Élément utilisé en refroidissement dans le bloc pile

D'après le modèle du refroidissement du cœur par un thermosiphon (cf § 2.3.1.1), le scénario le plus pénalisant correspondrait à un séisme se produisant 2,5 heures après l'arrêt du réacteur et conduisant à une brèche sur le circuit D₂O. En effet, ce scénario conduirait à un refroidissement du cœur par thermosiphon jusqu'au moment du dénoyage du haut des plaques, puis à une fusion à l'air dans le bloc pile. Ce scénario est assimilé de façon très pénalisante à une fusion à l'air dite « à chaud » directement dans le hall réacteur. L'élément combustible étant déchargé 24 heures après l'arrêt du réacteur, la probabilité conditionnelle d'avoir un séisme important pendant les 4 fois 24 heures par an est évidemment extrêmement faible.

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT

Procédé : Réacteur.

Etat réacteur associé : arrêt avant déchargement.

Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement.

Système fonctionnel : circuit D₂O.

Evénement Hypothétique : Brèche DRG + Ecoulement des casemates primaires du niveau C environ 2,5 heures après l'arrêt du réacteur et avant le déchargement.

INITIATEUR POTENTIEL

Séisme : SMS

Inondation externe : sans objet

Conditions climatiques extrêmes : sans objet

Perte des alimentations électriques : sans objet

Perte de la source froide : sans objet

ANALYSE DU SCENARIO DU DIMENSIONNEMENT

Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur :

- **Confinement deuxième barrière :**

- o Brèche sur le circuit DRG en casemate : pas de démonstration de la tenue au SMS ;
- o Perte de la tuyauterie casse-siphon du circuit DRG : pas de démonstration de la tenue au SMS ;
- o Ecoulement des casemates primaires du niveau C : pas de démonstration de la tenue des empilements de blocs servant de protection biologique au SMS ;
- o Perte d'étanchéité de la piscine réacteur au niveau 215 (liaison noyau central – canal de transfert) : pas de démonstration du maintien de l'étanchéité au SMS au dessus de 215 ;

- **Gonflage de l'espace annulaire** : perte du système de gonflage normal et de secours.

Lignes de défense disponibles :

- **Refroidissement en convection naturelle** : critère : opérabilité
- **Circuit d'eau de secours** : critère : opérabilité
- **Circuit d'Effluents Gazeux** : critère : opérabilité de la filtration et de l'extraction ;
- **Confinement** : respect des critères d'étanchéité de l'enceinte interne béton et de l'enceinte

Page : 55 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

externe métallique ;

- **Isolement d'enceinte** : isolement redondant de toutes les traversées d'enceinte de façon passive ; critère : opérabilité et étanchéité ;

Traitement : on suppose de façon pénalisante que la somme de toutes les fuites a lieu au niveau du circuit DRG, seul susceptible de conduire au dénoyage du haut des plaques combustible. Le cœur est refroidi d'abord par convection naturelle grâce à l'ouverture des clapets, puis par thermosiphon tant que le niveau d'eau est supérieur au niveau haut des plaques. Lorsque les plaques commencent à être dénoyées, on postule la fusion du cœur à l'air.

Etat final : Fusion du cœur à l'air à chaud.

Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » reste comprise dans le périmètre PPI.

2.3.3 Élément utilisé en refroidissement dans une hotte

2.3.3.1 Brèche sur le circuit D₂O pendant l'opération de déchargement

L'opération de déchargement du combustible usé est effectuée après un minimum de 24 heures de décroissance et dure moins d'une journée. La phase la plus critique est la remontée de l'ECI dans la hotte à travers la cheminée du bloc pile et ne dure que quelques minutes. La probabilité d'un SMS pendant les 4 fois un quart d'heure dans l'année pendant lesquels cette phase se déroule est de l'ordre de 10^{-8} par an et correspond à un événement « exclu en pratique » dans le cadre du dimensionnement.

Afin de répondre au cahier des charges de l'analyse complémentaire de sûreté effectuée dans le cadre du REX de l'accident Fukushima, et conformément à l'engagement n° 7 pris par l'ILL dans le cadre du GP du 6 juillet 2011 (4), l'étude sous séisme de cette opération est cependant effectuée.

L'élément ayant plus de 24 heures de refroidissement, les puissances résiduelles bêta et gamma sont respectivement inférieures à 80 kW et à 120 kW. La puissance déposée est donc de l'ordre de 140 kW, très inférieure au 300 kW nécessaire pour assécher totalement le cœur. Celui-ci est donc refroidi par thermosiphon lorsqu'il passe au dessus du clapet de convection naturelle le plus haut. Il ne peut donc y avoir fusion sous eau tant que l'ECI n'est pas dénoyé.

La hotte n'étant pas dimensionnée au SMS vis à vis du critère d'opérabilité, une brèche quelconque sur le circuit D₂O impliquant la baisse du niveau d'eau lourde conduira par conséquent au dénoyage du cœur et donc à sa fusion à l'air à froid à t = 24 heures, la hotte ne permettant plus de manœuvrer l'élément.

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT
Procédé : Auxiliaires nucléaires. Etat réacteur associé : déchargement. Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement. Système fonctionnel : circuit D ₂ O. Evénement Hypothétique : Brèche DRG + Ecoulement des casemates primaires du niveau C pendant la remontée de l'élément dans la hotte de déchargement.
INITIATEUR POTENTIEL
Séisme : SMS Inondation externe : sans objet Conditions climatiques extrêmes : sans objet Perte des alimentations électriques : sans objet Perte de la source froide : sans objet

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 56 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

ANALYSE DU SCENARIO DU DIMENSIONNEMENT
Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Confinement deuxième barrière : - o Brèche sur le circuit DRG en casemate : pas de démonstration de la tenue au SMS ; - o Perte de la tuyauterie casse-siphon du circuit DRG : pas de démonstration de la tenue au SMS ; - o Ecroutement des casemates primaires du niveau C : pas de démonstration de la tenue des empilements de blocs servant de protection biologique au SMS ; - o Perte d'étanchéité de la piscine réacteur au niveau 215 (liaison noyau central – canal de transfert) : pas de démonstration du maintien de l'étanchéité au SMS au dessus de 215 ; ▪ Gonflage de l'espace annulaire : perte du système de gonflage normal et de secours.
Lignes de défense disponibles : ▪ Circuit d'eau de secours : critère : opérabilité ▪ Circuit d'Effluents Gazeux : critère : opérabilité de la filtration et de l'extraction ; ▪ Confinement : respect des critères d'étanchéité de l'enceinte interne béton et de l'enceinte externe métallique ; ▪ Isolement d'enceinte : isolement redondant de toutes les traversées d'enceinte de façon passive ; critère : opérabilité et étanchéité ;
Traitement : La hotte n'étant pas dimensionnée au SMS, pour le critère opérabilité, on postule la défaillance du mécanisme de remontée du cœur. Le cœur est refroidi par thermosiphon tant que le niveau d'eau est supérieur au niveau haut des plaques. Lorsque les plaques commencent à être dénoyées, on postule la fusion du cœur à l'air.
Etat final : Fusion du cœur à l'air à froid (t = 24 heures).
Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » reste comprise dans le périmètre PPI.

2.3.3.2 Brèche sur le canal 2 pendant les 50 jours de refroidissement de l'ECI dans la hotte

En cas de perte d'étanchéité du canal 2 au dessus du niveau dit indénoyable (217,90, m NGF), la séquence « pont de l'urgence » de l'automatisme de la hotte permet de déposer l'ECI au fond du canal 2 et donc d'éviter tout risque de fusion.

Cependant l'automatisme de la hotte n'est pas dimensionné au séisme et l'étanchéité de la vanne de la hotte n'est pas démontrée sous SMS. Une perte d'étanchéité de la vanne de la hotte peut donc conduire au dénoyage de l'ECI, le niveau d'eau lourde dans la hotte évoluant comme le niveau du canal 2 conduisant à une fusion sous air dite « à froid ».

La décroissance de l'ECI étant comprise entre 24 heures et 50 jours, les conséquences de cette fusion à l'air « à froid » sont comprises entre celles de la fusion au moment du déchargement et celles de la fusion au moment du changement d'eau.

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT
Procédé : Auxiliaires nucléaires. Etat réacteur associé : sans objet. Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement. Système fonctionnel : piscine entreposage. Evénement Hypothétique : Brèche canal 2 au dessus de 217,90 m NGF ou brèche canal 1 ou canal 3 avec perte du batardeau associé.

Page : 57 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

INITIATEUR POTENTIEL
Séisme : supérieur au SMS, batardeaux et canal 2 étant dimensionné au SMS. Inondation externe : sans objet Conditions climatiques extrêmes : sans objet Perte des alimentations électriques : sans objet Perte de la source froide : sans objet
ANALYSE DU SCENARIO DU DIMENSIONNEMENT
Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Confinement deuxième barrière : - o Brèche canal 2 ; ▪ Ponte d'urgence: perte du système de pont de l'ECI en refroidissement dans la hotte ▪ Gonflage de l'espace annulaire : perte du système de gonflage normal et de secours. Lignes de défense disponibles : ▪ Circuit d'eau de secours : critère : opérabilité ▪ Circuit d'Effluents Gazeux : critère : opérabilité de la filtration et de l'extraction ; ▪ Confinement : respect des critères d'étanchéité de l'enceinte interne béton et de l'enceinte externe métallique ; ▪ Isolement d'enceinte : isolement redondant de toutes les traversées d'enceinte de façon passive ; critère : opérabilité et étanchéité ; Traitement : Le système de pont de l'urgence n'étant pas dimensionné au SMS, la procédure consiste à maintenir le niveau d'eau dans le canal 2 avec le CES. En cas de fuite à un débit supérieur au $60 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ de débit nominal du CES, dans tous les cas, hotte étanche vis-à-vis du canal ou non, la fusion se produira au moment du dénoyage des plaques. Etat final : Fusion du cœur à l'air à froid (24 heures < t < 50 jours). Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » reste comprise dans le périmètre PPI.

2.3.3.3 Brèche sur les circuits lors de l'opération de changement d'eau

Lors du déchargement, l'élément combustible est refroidi dans la hotte de manutention avec l'eau lourde du bloc-pile. Il y reste 50 jours sur l'un des plots de refroidissement du canal 2. Pour ne pas contaminer de façon importante le canal 2 avec de l'eau lourde active à chaque 'pont' d'élément, celui-ci est rincé avec de l'eau lourde peu active, puis avec de l'eau légère inactive avant d'être pondé. C'est lors de ces opérations que l'élément se trouve à sec alors que sa puissance résiduelle est encore de l'ordre de 16 kW. Il monte donc en température ce qui impose de ne pas dépasser 20 minutes à sec.

Comme pour l'opération de déchargement elle-même, la survenue d'un séisme pendant l'opération de changement d'eau est un événement « exclu en pratique » dans le cadre du dimensionnement, étant donné la très faible durée de la mise à sec de l'ECI. Conformément à l'engagement 7 pris par l'ILL au GP du 6 juillet 2011 (4), l'étude de cet événement est cependant effectuée dans cette évaluation complémentaire de la sûreté.

Les circuits permettant le changement d'eau n'étant pas dimensionnés au SMS, la conséquence d'un tel aléa à ce moment de l'opération est la fusion à l'air à froid à t = 50 jours.

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT
Procédé : Auxiliaires nucléaires. Etat réacteur associé : sans objet. Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement. Système fonctionnel : hotte de déchargement. Evénement Hypothétique : Brèche sur circuit sur les circuits de renoyage de l'ECI lors de

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 58 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

l'opération de changement d'eau.

INITIATEUR POTENTIEL

Séisme : SMS, les circuits de renoyage n'étant pas dimensionnés au séisme.
Inondation externe : sans objet
Conditions climatiques extrêmes : sans objet
Perte des alimentations électriques : sans objet
Perte de la source froide : sans objet

ANALYSE DU SCENARIO HORS DIMENSIONNEMENT

Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur :

- **Vanne de la hotte** : le système d'alimentation en azote permettant l'ouverture de la vanne n'est pas dimensionné au séisme ;
- **Ponte d'urgence** : perte du système de pont de l'ECI en refroidissement dans la hotte
- **Gonflage de l'espace annulaire** : perte du système de gonflage normal et de secours.

Lignes de défense disponibles :

- **Circuit d'Effluents Gazeux** : critère : opérabilité de la filtration et de l'extraction ;
- **Confinement** : respect des critères d'étanchéité de l'enceinte interne béton et de l'enceinte externe métallique ;
- **Isolement d'enceinte** : isolement redondant de toutes les traversées d'enceinte de façon passive ; critère : opérabilité et étanchéité ;

Traitement : application de la procédure d'urgence lors du changement d'eau en échec de part les lignes de défense perdues.

Etat final : Fusion du cœur à l'air à froid (t = 50 jours).

Gravité des conséquences radiologiques : la « zone de danger immédiat » reste comprise dans le périmètre de l'INB, elle est donc très largement inférieure au périmètre PPI.

2.3.4 Eléments usés en refroidissement dans le canal 2

Une fois 'pondu' les éléments combustible usés sont entreposés en paniers dans le fond du canal 2 jusqu'au 242^{ème} jour de refroidissement au minimum. Leur refroidissement est alors assuré par convection naturelle.

Le canal 2 ne comporte aucun orifice dans les parois ou le fond à un niveau inférieur à celui du seuil des batardeaux, de sorte que, même en cas de vidange accidentelle des compartiments adjacents du canal de transfert, il reste toujours 1,90 m d'eau, valeur suffisante pour que les éléments combustibles irradiés entreposés restent sous eau. La vidange de ce compartiment ne peut se faire que par mise en place d'une pompe mobile immergée dans un puisard prévu dans le fond.

Le canal 2 est par ailleurs dimensionné au séisme, l'exigence spécifiée étant l'étanchéité ; il est exempt d'agresseur, puisque les hottes de manutention sont sur des supports également dimensionnés au séisme et que le portique de manutention est stable sous séisme.

Dans le cadre du dimensionnement, la perte de l'inventaire en eau de la partie indénoyable du canal 2 est donc « exclue en pratique ».

En cas de séisme supérieur au SMS, et en postulant la perte de l'inventaire en eau de la partie indénoyable, le canal 2 contient au plus 4 ECI avec moins de 242 jours de refroidissement, donc susceptibles de fondre à l'air.

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT

Procédé : Auxiliaires nucléaires.

Etat réacteur associé : sans objet.

Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement.

Page : 59 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Système fonctionnel : piscine d'entreposage.

Evénement Hypothétique : Brèche canal 2 au dessous de 217,90 m NGF.

INITIATEUR POTENTIEL

Séisme : supérieur au SMS

Inondation externe : sans objet

Conditions climatiques extrêmes : sans objet

Perte des alimentations électriques : sans objet

Perte de la source froide : sans objet

ANALYSE DU SCENARIO HORS DIMENSIONNEMENT

Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur :

- **Circuit d'eau de secours** : critère : opérabilité ;
- **Gonflage de l'espace annulaire** : perte du système de gonflage normal et de secours.

Lignes de défense disponibles :

- **Circuit d'Effluents Gazeux** : critère : opérabilité de la filtration et de l'extraction ;
- **Confinement** : respect des critères d'étanchéité de l'enceinte interne béton et de l'enceinte externe métallique ;
- **Isolement d'enceinte** : isolement redondant de toutes les traversées d'enceinte de façon passive ; critère : opérabilité et étanchéité ;

Traitement : application de la CPE de mise en œuvre du CES en échec de part les lignes de défense perdues.

Etat final : Fusion du cœur à l'air à froid (t = 50 jours).

Gravité des conséquences radiologiques : la « zone de danger immédiat » reste comprise dans le périmètre de l'INB, elle est donc très largement inférieure au périmètre PPI.

2.4 Perte de la maîtrise du confinement

La perte de la maîtrise du confinement est étudiée dans les deux cas suivants correspondant à la perte des barrières de confinement vis-à-vis des PF contenus dans le cœur et des produits d'activation contenus dans l'eau lourde :

- Deuxième barrière : circuit primaire,
- Troisième barrière : double enceinte du réacteur.

Le cas particulier de la perte de la maîtrise du confinement sur le bâtiment détritiation est également étudié dans un souci d'exhaustivité.

2.4.1 Deuxième barrière : circuit primaire

2.4.1.1 Rejet de l'inventaire en PF et en Tritium dans la nappe phréatique

Les ruptures de tuyauteries étudiées précédemment vis-à-vis de la maîtrise du refroidissement, conduisent également à une perte de la maîtrise du confinement.

Conformément à l'engagement n° 3 (4), pour vérifier l'absence d'effet falaise une étude enveloppe du rejet de tout l'inventaire en PF et en tritium dans la nappe phréatique sous le bâtiment réacteur est effectuée.

Cette situation correspond par exemple à la fuite à travers un radier fissuré, suite à un séisme supérieur au SMS, de l'eau du circuit primaire après une fusion du cœur sous eau.

La fiche FUSION SOUS EAU avec rejet de l'inventaire dans la nappe phréatique montre que l'impact est de quelques mSv (11).

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 60 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

Cet accident ne produit donc pas d'effet falaise.

2.4.2 Troisième barrière : double enceinte de confinement

2.4.2.1 Conception générale

L'enceinte de confinement est double. Elle est constituée :

- d'une enceinte interne cylindrique en béton de 40 cm d'épaisseur surmontée d'un dôme de 30 cm d'épaisseur ; son volume est de 100 000 m³ Elle est maintenue en très légère dépression (1 à 2 mbar) vis-à-vis de la pression atmosphérique,
- d'une enceinte externe en acier pour la partie au dessus du niveau du sol, les épaisseurs d'acier étant de 11 mm pour la virole et de 7 mm pour le dôme. La partie enterrée de cette deuxième enceinte est en béton.

L'espace inter-enceinte, appelé espace annulaire de volume 14000 m³, est maintenu en surpression de 135 mbar par rapport à la pression interne de l'enceinte béton.

Le confinement statique apporté par l'enceinte béton seule doit être tel que le débit de fuite de l'espace annulaire vers l'intérieur du bâtiment réacteur doit être inférieur à 400 m³.h⁻¹. Les mesures régulièrement effectuées montrent que le débit de fuite réel est égal à la moitié de cette valeur.

Toutes les traversées d'enceinte, tuyauteries de refroidissement, fluides divers (eau, air comprimé, azote, hélium, etc...) comportent systématiquement un double isolement, conforme au critère de défaillance unique, permettant de reconstituer le confinement dynamique en cas de besoin. Elles se ferment automatiquement sur dépassement d'un seuil radioactivité ou séisme donnant l'ordre « d'isolement d'enceinte ».

L'enceinte métallique couplée à la surpression de l'espace annulaire améliore nettement ce confinement statique par un confinement dynamique. L'air propre de l'espace annulaire entre dans le bâtiment réacteur par les défauts du confinement statique avec une vitesse de passage telle qu'il n'y a pas de rétrodiffusion. Grâce à ce confinement dynamique, le débit de fuite directe de l'intérieur du bâtiment réacteur vers l'extérieur est très faible, de l'ordre de 20 m³.h⁻¹ pour une surpression interne de 50 mbar.

Cette fuite directe correspondant à un rejet non filtré au niveau du sol, l'installation dispose actuellement d'un système de confinement dynamique permettant de maintenir l'enceinte en légère dépression : il s'agit du circuit EG comportant un dernier étage de filtration THE et PAI qui extrait l'air des zones à risque de contamination et le rejette par la cheminée de 45 m. Ce circuit permet également d'effectuer des dégonflages d'enceinte en cas d'accident sous forme de rejets filtrés à la cheminée de 45 m. Il est prévu à court terme de gérer le fonctionnement accidentel au moyen d'un futur circuit redondant, dimensionné au séisme avec des marges importantes, comportant deux niveaux de filtration THE et un niveau de filtration PAI. Ce circuit extraira l'air au niveau B et le rejettera à 45 m.

Enfin un circuit de ventilation/conditionnement [appelé **Ventilation Normale (VN)**] permet de garantir le respect des taux de renouvellement d'air, d'hygrométrie et de température nécessaires dans le bâtiment réacteur. Cette ventilation ne comporte pas de filtration ; en effet, en fonctionnement normal, les seuls radioéléments présents dans l'air du hall sont le tritium et l'argon 41, gaz pour lesquels les filtres THE et PAI sont inefficaces.

En cas de détection d'activité dans le hall, ou dans le carneau cheminée, la ventilation normale est immédiatement arrêtée.

La perte de la maîtrise du confinement indépendamment de tout accident nucléaire dans le bâtiment réacteur n'a évidemment aucune conséquence. **Cette perte sera donc systématiquement cumulée avec la perte de la maîtrise de la réactivité puis avec la perte de la maîtrise du refroidissement.**

Page : 61 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Dans la présente étude, la perte du confinement est étudiée de façon forfaitaire, en considérant que l'enceinte béton reste stable et perd progressivement son niveau d'étanchéité. **Le fait que l'enceinte béton est un SSC clé n'est donc pas une conclusion de l'étude, mais une donnée d'entrée.** La perte progressive du confinement sera donc étudiée dans les trois cas suivants, correspondant à une dégradation progressive du confinement :

- **« Confinement nominal avec perte du gonflage de l'espace annulaire » :**
 - o Perte du gonflage de l'espace annulaire : postulé à $t = 0$, instant de l'agression externe,
 - o Taux de fuite nominal de l'enceinte béton : $200 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ pour 135 mbar de surpression dans l'espace annulaire. En cas d'inversion de pression, c'est-à-dire lorsque du fait du scénario l'enceinte béton passe en surpression par rapport à l'espace annulaire, la fuite de l'intérieur du bâtiment réacteur vers l'espace annulaire est considérée comme venant s'ajouter à la fuite directe,
 - o Taux de fuite nominal de l'enceinte métallique : $100 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ pour 135 mbar de surpression dans l'espace annulaire,
 - o Taux nominal de fuite directe : $20 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ pour 50 mbar de surpression dans le bâtiment réacteur.
- **« Petite brèche »** dans l'enceinte de confinement :
 - o Perte du gonflage de l'espace annulaire : postulé à $t = 0$ instant de l'agression externe,
 - o Taux de fuite de l'enceinte béton multiplié par 10 : $2000 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ pour 135 mbar de surpression dans l'espace annulaire. En cas d'inversion de pression, la fuite de l'intérieur du bâtiment réacteur vers l'espace annulaire est considérée comme venant s'ajouter à la fuite directe,
 - o Taux de fuite nominal de l'enceinte métallique : $100 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ pour 135 mbar de surpression dans l'espace annulaire. Cette enceinte étant métallique elle peut-être « plastifiée » sans perte d'étanchéité. On conserve donc le niveau de confinement nominal,
 - o Taux de fuite directe multiplié par 10 : $200 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ pour 50 mbar de surpression dans le bâtiment réacteur. On suppose que la fuite directe est plutôt de nature « béton » que métallique (fissuration de la dalle du niveau C par exemple).
- **« Moyenne brèche »** dans l'enceinte de confinement :
 - o Perte du gonflage de l'espace annulaire : postulé à $t = 0$ instant de l'agression externe,
 - o Taux de fuite de l'enceinte béton multiplié par 100 : $20000 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ pour 135 mbar de surpression dans l'espace annulaire. En cas d'inversion de pression, la fuite de l'intérieur du bâtiment réacteur vers l'espace annulaire est considérée comme venant s'ajouter à la fuite directe,
 - o Taux de fuite de l'enceinte métallique multiplié par 100 : $10000 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ pour 135 mbar de surpression dans l'espace annulaire. On suppose cette fois-ci que l'enceinte métallique peut être fissurée également,
 - o Taux de fuite directe multiplié par 100 : $2000 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ pour 50 mbar de surpression dans le bâtiment réacteur.
- **« Grosse brèche »** dans l'enceinte de confinement :
 - o Perte du gonflage de l'espace annulaire : postulé à $t = 0$ instant de l'agression externe,
 - o Taux de fuite de l'enceinte béton multiplié par 100 : $20000 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ pour 135 mbar de surpression dans l'espace annulaire. En cas d'inversion de pression, la fuite de l'intérieur du bâtiment réacteur vers l'espace annulaire est considérée comme venant s'ajouter à la fuite directe,
 - o Taux de fuite de l'enceinte métallique multiplié par 100 : $10000 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ pour 135 mbar de surpression dans l'espace annulaire. On suppose cette fois-ci que l'enceinte métallique peut-être fissurée également,
 - o Taux de fuite directe multiplié par 100 : $2000 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ pour 50 mbar de surpression dans le bâtiment réacteur,
 - o Perte de l'isolement d'enceinte : on suppose que l'une des ouvertures de grande dimension, clapets LZ1, 2 ou LZ3, 4, porte à camion, porte de la cour à l'anglaise, sas, est défaillante. Ceci correspond à une énorme brèche dans la double enceinte de confinement. Les rejets effectués par cette brèche sont évidemment cumulés aux rejets dus aux fuites directes et sont

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 62 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

donc postulés comme étant non filtrés et effectués à 0 m. Pour les simulations, est retenu de façon pénalisante et enveloppe le blocage des deux clapets LZ3 et 4, correspondant à une brèche de 1200 mm de diamètre.

2.4.3 Bâtiment détritiation

Le deutérium contenu dans le process du bâtiment détritiation, arrêté depuis fin 2004, a été évacué pour exclure tout risque d'explosion. Seuls 200 litres sont encore présents dans le compresseur deutérium. Enfin le réservoir T14, « hold up » de l'installation lorsqu'elle fonctionnait, contient encore 500 litres d'un mélange tritium gaz, deutérium et hélium. L'activité en tritium gaz dans ce réservoir est de 60000 Ci.

Le bâtiment détritiation ne résistant pas à un SMS, on suppose qu'un tel niveau de séisme conduit au rejet de l'ensemble de cet inventaire. Cette étude répond à la première partie de l'engagement n° 18 (4).

La fiche REJET TRITIUM GAZ du bâtiment détritiation montre que l'impact est de quelques mSv (11).

La « zone de danger immédiat » reste comprise dans le périmètre de l'INB, elle est donc très largement inférieure au périmètre PPI.

2.5 Perte de la maîtrise de la réactivité et du confinement

2.5.1 Ejection d'un absorbant + perte de l'AU et perte du confinement

La fiche suivante analyse les conséquences du cumul de la perte de la maîtrise de la réactivité avec la perte partielle puis totale de la maîtrise du confinement.

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT
Procédé : Réacteur. Etat réacteur associé : Basse Puissance, Haute Puissance. Fonction de sûreté impactée : Maîtrise de la réactivité. Système fonctionnel : Barre de pilotage. Evénement hypothétique : Rupture chaîne cinématique de la tige de poussée <u>et</u> perte de l'AU.

ANALYSE COMPLEMENTAIRE HORS DIMENSIONNEMENT : PERTE REACTIVITE + PERTE CONFINEMENT
Lignes de défense postulées comme rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Gonflage de l'espace annulaire : perte du système de gonflage normal et de secours, ▪ Circuit d'Effluents Gazeux : le séisme étant supposé supérieur au SMS, il implique également la perte des ventilateurs et de la filtration par THE et PAI. « Petite brèche » dans l'enceinte de confinement : ▪ Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » associée à la fusion du cœur sous eau avec perte partielle de la maîtrise du confinement reste largement comprise dans le périmètre PPI. « Moyenne brèche » dans l'enceinte de confinement : Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » associée à la fusion du cœur sous eau avec une perte plus importante de la maîtrise du confinement reste toujours largement comprise dans le périmètre PPI. « Grosse brèche » dans l'enceinte de confinement = perte de l'isolement d'enceinte : conduit à la perte de la maîtrise du confinement. Les conséquences de la fusion sous eau sont estimées en prenant en compte la perte de la maîtrise du confinement due à la perte de l'isolement d'enceinte. Cela signifie que toute surpression dans le hall est immédiatement

Page : 63 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

évacuée par les traversées d'enceinte, par exemple LZ3, 4, équivalent à une grosse brèche de diamètre 1200 mm.

- **Gravité des conséquences radiologiques** : La « zone de danger immédiat » associée à la fusion du cœur sous eau avec perte totale de la maîtrise du confinement reste largement comprise dans le périmètre PPI.

2.5.2 Rupture collecteur entrée D₂O + perte de l'AU et perte du confinement

La fiche suivante analyse les conséquences du cumul de la perte de la maîtrise de la réactivité avec la perte partielle puis totale de la maîtrise du confinement.

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT
Procédé : Réacteur. Etat réacteur associé : Basse Puissance, Haute Puissance. Fonction de sûreté impactée : Maîtrise de la réactivité. Système fonctionnel : Circuit primaire D ₂ O. Evénement hypothétique : Rupture collecteur d'entrée D ₂ O en piscine <u>et</u> perte de l'AU.

ANALYSE COMPLEMENTAIRE HORS DIMENSIONNEMENT : PERTE REACTIVITE + PERTE CONFINEMENT
Lignes de défense postulées comme rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Gonflage de l'espace annulaire : perte du système de gonflage normal et de secours, ▪ Circuit d'Effluents Gazeux : le séisme étant supposé supérieur au SMS, il implique également la perte des ventilateurs et de la filtration par THE et PAI. « Petite brèche » dans l'enceinte de confinement : ▪ Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » associée à un BORAX avec perte partielle de la maîtrise du confinement reste donc comprise dans le périmètre PPI. « Moyenne brèche » dans l'enceinte de confinement : ▪ Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » associée à un BORAX avec une perte plus importante de la maîtrise du confinement dépasse légèrement le périmètre PPI, sans que l'on puisse vraiment considérer que cela corresponde à un effet falaise puisqu'en particulier la zone d'évacuation est plus réduite que celle du PPI. « Grosse brèche » dans l'enceinte de confinement = perte de l'isolement d'enceinte : conduit à la perte de la maîtrise du confinement. Les conséquences de la fusion sous eau sont estimées en prenant en compte la perte de la maîtrise du confinement due à la perte de l'isolement d'enceinte. Cela signifie que toute surpression dans le hall est immédiatement évacuée par les traversées d'enceinte, par exemple LZ3/LZ4, équivalent à une grosse brèche de diamètre 1200 mm. ▪ Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » associée à un BORAX avec perte totale de la maîtrise du confinement dépasse le périmètre PPI. Cet accident génère donc un effet falaise, dans l'état actuel de l'installation au 30 juin 2011.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 64 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

2.6 Perte de la maîtrise du refroidissement et du confinement

2.6.1 Perte de la convection naturelle et perte du confinement

La fiche suivante analyse les conséquences du cumul de la perte de la maîtrise du refroidissement, par perte de la convection naturelle, avec la perte partielle puis totale de la maîtrise du confinement.

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT
Procédé : Réacteur. Etat réacteur associé : Refroidissement dans le bloc pile. Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement. Système fonctionnel : Circuit D₂O. Evénement hypothétique : Blocage des trois clapets de convection naturelle.
ANALYSE COMPLEMENTAIRE HORS DIMENSIONNEMENT : PERTE REFROIDISSEMENT + PERTE CONFINEMENT
Lignes de défense postulées comme rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Gonflage de l'espace annulaire : perte du système de gonflage normal et de secours, ▪ Circuit d'Effluents Gazeux : le séisme étant supposé supérieur au SMS, il implique également la perte des ventilateurs et de la filtration par THE et PAI. « Petite brèche » dans l'enceinte de confinement : ▪ Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » associée à la fusion du cœur sous eau avec perte partielle de la maîtrise du confinement reste largement comprise dans le périmètre PPI. « Moyenne brèche » dans l'enceinte de confinement : ▪ Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » associée à la fusion du cœur sous eau avec une perte plus importante de la maîtrise du confinement reste toujours largement comprise dans le périmètre PPI. « Grosse brèche » dans l'enceinte de confinement = perte de l'isolement d'enceinte : conduit à la perte de la maîtrise du confinement. Les conséquences de la fusion sous eau sont estimées en prenant en compte la perte de la maîtrise du confinement due à la perte de l'isolement d'enceinte. Cela signifie que toute surpression dans le hall est immédiatement évacuée par les traversées d'enceinte, par exemple LZ3, 4, équivalent à une grosse brèche de diamètre 1200 mm. ▪ Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » associée à la fusion du cœur sous eau avec perte totale de la maîtrise du confinement reste également largement comprise dans le périmètre PPI.

Page : 65 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

2.6.2 Brèche sur le circuit D₂O et perte du confinement

2.6.2.1 Pendant le fonctionnement en puissance

La fiche suivante analyse les conséquences du cumul de la perte de la maîtrise du refroidissement, par brèche quelconque sur le circuit D₂O pendant le fonctionnement en puissance, avec la perte partielle puis totale de la maîtrise du confinement.

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT
Procédé : Réacteur. Etat réacteur associé : Basse Puissance, Haute Puissance. Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement. Système fonctionnel : Circuit D ₂ O. Evénement hypothétique : Petite, moyenne ou grosse brèche sur le circuit D ₂ O y compris sur un doigt de gant avec non fermeture de la VS associée.

ANALYSE COMPLEMENTAIRE HORS DIMENSIONNEMENT : PERTE REFROIDISSEMENT + PERTE CONFINEMENT
Lignes de défense postulées comme rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Gonflage de l'espace annulaire : perte du système de gonflage normal et de secours, ▪ Circuit d'Effluents Gazeux : le séisme étant supposé supérieur au SMS, il implique également la perte des ventilateurs et de la filtration par THE et PAI. « Petite brèche » dans l'enceinte de confinement : ▪ Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » associée à la fusion du cœur sous eau avec perte partielle de la maîtrise du confinement reste largement comprise dans le périmètre PPI. « Moyenne brèche » dans l'enceinte de confinement : ▪ Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » associée à la fusion du cœur sous eau avec une perte plus importante de la maîtrise du confinement reste également largement comprise dans le périmètre PPI. « Grosse brèche » dans l'enceinte de confinement ≡ perte de l'isolement d'enceinte : conduit à la perte de la maîtrise du confinement. Les conséquences de la fusion sous eau sont estimées en prenant en compte la perte de la maîtrise du confinement due à la perte de l'isolement d'enceinte. Cela signifie que toute surpression dans le hall est immédiatement évacuée par les traversées d'enceinte, par exemple LZ3/LZ4, équivalent à une grosse brèche de diamètre 1200 mm. ▪ Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » associée à la fusion du cœur sous eau avec perte totale de la maîtrise du confinement reste toujours largement comprise dans le périmètre PPI.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 66 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

2.6.2.2 Pendant le refroidissement dans le bloc pile

La fiche suivante analyse les conséquences du cumul de la perte de la maîtrise du refroidissement, par brèche quelconque sur le circuit D₂O pendant le refroidissement dans le bloc pile (24 heures), avec la perte partielle puis totale de la maîtrise du confinement.

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT
Procédé : Réacteur. Etat réacteur associé : Refroidissement dans le bloc pile après 2,5 heures. Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement. Système fonctionnel : Circuit D₂O. Evénement hypothétique : Petite, moyenne ou grosse brèche sur le circuit D₂O y compris sur un doigt de gant avec non fermeture de la VS associée.

ANALYSE COMPLEMENTAIRE HORS DIMENSIONNEMENT : PERTE REFROIDISSEMENT + PERTE CONFINEMENT
Lignes de défense postulées comme rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Gonflage de l'espace annulaire : perte du système de gonflage normal et de secours, ▪ Circuit d'Effluents Gazeux : le séisme étant supposé supérieur au SMS, il implique également la perte des ventilateurs et de la filtration par THE et PAI. « Petite brèche », « Moyenne brèche », « Grosse brèche » dans l'enceinte de confinement = perte de l'isolement d'enceinte : conduit à la perte de la maîtrise du confinement. Les conséquences de la fusion sous eau sont estimées en prenant en compte la perte de la maîtrise du confinement due à la perte de l'isolement d'enceinte. Cela signifie que toute surpression dans le hall est immédiatement évacuée par les traversées d'enceinte, par exemple LZ3/LZ4, équivalent à une grosse brèche de diamètre 1200 mm. ▪ Gravité des conséquences radiologiques : Les conséquences de la fusion du cœur à l'air à chaud avec perte partielle ou totale de la maîtrise du confinement conduisent dans tous ces cas de cumul à une « zone de danger immédiat » qui dépasse le périmètre PPI. Cet accident de fusion du cœur à l'air à chaud génère un effet falaise dans l'état actuel de l'installation au 30 juin 2011.

Page : 67 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

2.6.3 Dénoyage de l'ECI pendant le déchargement et perte du confinement

La fiche suivante analyse les conséquences du cumul de la perte de la maîtrise du refroidissement par dénoyage de l'ECI pendant le déchargement avec la perte partielle puis totale de la maîtrise du confinement.

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT
Procédé : Réacteur. Etat réacteur associé : déchargement. Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement. Système fonctionnel : Hotte de manutention. Evénement hypothétique : Brèche sur le circuit D ₂ O en cours de déchargement.

ANALYSE COMPLEMENTAIRE HORS DIMENSIONNEMENT : PERTE REFROIDISSEMENT + PERTE CONFINEMENT
Lignes de défense postulées comme rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Gonflage de l'espace annulaire : perte du système de gonflage normal et de secours, ▪ Circuit d'Effluents Gazeux : le séisme étant supposé supérieur au SMS, il implique également la perte des ventilateurs et de la filtration par THE et PAI. « Petite brèche », « Moyenne brèche », « Grosse brèche » dans l'enceinte de confinement = perte de l'isolement d'enceinte : ▪ Gravité des conséquences radiologiques : Les conséquences de la fusion du cœur à l'air à froid (24 heures) avec perte partielle ou totale de la maîtrise du confinement conduisent dans tous ces cas de cumul à une « zone de danger immédiat » qui dépasse le périmètre PPI. Cet accident de fusion du cœur à l'air, même à froid (24 heures), génère donc un effet falaise dans l'état actuel de l'installation au 30 juin 2011.

2.6.4 Non renoyage de l'ECI pendant le changement d'eau et perte du confinement

La fiche suivante analyse les conséquences du cumul de la perte de la maîtrise du refroidissement par non renoyage de l'ECI pendant l'opération de changement d'eau avec la perte partielle puis totale de la maîtrise du confinement.

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT
Procédé : Réacteur. Etat réacteur associé : sans objet. Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement. Système fonctionnel : Hotte de manutention. Evénement hypothétique : Brèche sur les circuits de renoyage en cours de changement d'eau.

ANALYSE COMPLEMENTAIRE HORS DIMENSIONNEMENT : PERTE REFROIDISSEMENT + PERTE CONFINEMENT
Lignes de défense postulées comme rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Gonflage de l'espace annulaire : perte du système de gonflage normal et de secours, ▪ Circuit d'Effluents Gazeux : le séisme étant supposé supérieur au SMS, il implique également la perte des ventilateurs et de la filtration par THE et PAI. « Petite brèche », « Moyenne brèche », « Grosse brèche » dans l'enceinte de confinement = perte de l'isolement d'enceinte : conduit à la perte de la maîtrise du confinement. Les conséquences de la fusion sous air sont estimées en prenant en compte la perte de la maîtrise du confinement due à la perte de l'isolement d'enceinte. Cela signifie que toute surpression dans le

hall est immédiatement évacuée par les traversées d'enceinte, par exemple LZ3/LZ4, équivalent à une grosse brèche de diamètre 1200 mm.

- **Gravité des conséquences radiologiques** : Les conséquences de la fusion du cœur à l'air à froid (50 jours) avec perte partielle ou totale de la maîtrise du confinement conduisent dans tous ces cas de cumul à une « zone de danger immédiat » qui dépasse le périmètre PPI. Cet accident de fusion du cœur à l'air, même à froid (50 jours), dans l'état actuel de l'installation au 30 juin 2011, génère un effet falaise.

2.6.5 Dénoyage des ECI dans le canal 2 et perte du confinement

La fiche suivante analyse les conséquences du cumul de la perte de la maîtrise du refroidissement des ECI dans le canal 2 avec la perte partielle puis totale de la maîtrise du confinement.

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT
Procédé : Réacteur. Etat réacteur associé : sans objet. Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement. Système fonctionnel : Canal 2. Evénement hypothétique : Brèche dans la partie « indénoyable » du canal 2.

ANALYSE COMPLEMENTAIRE HORS DIMENSIONNEMENT : PERTE REFROIDISSEMENT + PERTE CONFINEMENT
Lignes de défense postulées comme rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Gonflage de l'espace annulaire : perte du système de gonflage normal et de secours, ▪ Circuit d'Effluents Gazeux : le séisme étant supposé supérieur au SMS, il implique également la perte des ventilateurs et de la filtration par THE et PAI. « Petite brèche », « Moyenne brèche », « Grosse brèche » dans l'enceinte de confinement = perte de l'isolement d'enceinte : conduit à la perte de la maîtrise du confinement. Les conséquences de la fusion sous air sont estimées en prenant en compte la perte de la maîtrise du confinement due à la perte de l'isolement d'enceinte. Cela signifie que toute surpression dans le hall est immédiatement évacuée par les traversées d'enceinte, par exemple LZ3/LZ4, équivalent à une grosse brèche de diamètre 1200 mm. ▪ Gravité des conséquences radiologiques : Les conséquences de la fusion multiple de cœurs à l'air à froid dans le canal 2 (4 éléments de 50 jours à 230 jours) avec perte partielle ou totale de la maîtrise du confinement conduisent dans tous ces cas de cumul à une « zone de danger immédiat » qui dépasse largement le périmètre PPI. Cet accident de fusion multiple de cœurs à l'air, même à froid dans le canal 2 (4 éléments de 50 jours à 230 jours), dans l'état actuel de l'installation au 30 juin 2011, génère un effet falaise.

2.7 Perte de la maîtrise de la réactivité et du refroidissement

Le cumul de la perte de la maîtrise de la réactivité et du refroidissement conduit en quelques secondes à la fusion sous eau du cœur. Ce cumul est donc strictement identique à la perte de la maîtrise de la réactivité ou du refroidissement conduisant à la fusion sous eau.

2.8 Perte de la maîtrise de la réactivité, du refroidissement et du confinement

Le cumul de la perte des trois fonctions de sûreté est équivalent aux deux situations de cumul étudiées au § 2.5 - Perte de la maîtrise de la réactivité avec perte partielle puis totale de la maîtrise du confinement et § 2.6 - Perte de la maîtrise du refroidissement avec perte partielle puis totale de la maîtrise du confinement.

2.9 Conclusion de l'étude de sûreté macroscopique – liste d'éléments clés

Le tableau synthétique suivant liste les éléments clés vis-à-vis d'un éventuel effet falaise tels qu'ils ressortent des différents scénarios étudiés précédemment. Comme cela a été exposé au § 2.4.2.1, l'enceinte de confinement en béton est un SSC clé « postulé ».

Dans un scénario conduisant à un effet falaise, les éléments clés sont les structures, systèmes ou composants qui, s'ils n'étaient pas perdus, permettraient d'éviter l'effet falaise détecté. On remarque qu'il y a généralement au moins deux éléments clés par scénario :

- un dont l'absence de défaillance permet de prévenir l'accident donc évidemment l'apparition de tout effet falaise : il s'agit alors d'un SSC clé de type prévention,
- un dont l'absence de défaillance permet de limiter les conséquences de l'accident à un niveau compatible avec le PPI donc en évitant l'effet falaise : il s'agit d'un SSC clé de type mitigation.

SSC clé	type	Accident redouté
Collecteur entrée D₂O	Prévention	BORAX
Arrêt d'Urgence	Prévention	
Isolement d'enceinte	Mitigation	
Génie civil canal 2	Prévention	Fusion multiple à l'air dans le canal 2
Cuvelage canal 2	Prévention	
CES	Prévention	
EG + Isolement d'enceinte	Mitigation	
Circuit renoyage hotte	Prévention	Fusion à l'air à froid (50 j)
Ponte d'urgence	Prévention	
EG + Isolement d'enceinte	Mitigation	
Circuit primaire	Prévention	Fusion à l'air à froid (24 h)
EG + Isolement d'enceinte	Mitigation	
Doigts de gant	Prévention	Fusion à l'air à froid (24 h)
Vannes de Sécurité	Prévention	
EG + Isolement d'enceinte	Mitigation	
Circuit primaire	Prévention	Fusion à l'air à chaud (2,5 h)
CES	Prévention	
EG + Isolement d'enceinte	Mitigation	
Doigts de gant	Prévention	Fusion à l'air à chaud (2,5 h)
Vannes de Sécurité	Prévention	
CES	Prévention	
EG + Isolement d'enceinte	Mitigation	
Enceinte Béton	Mitigation	Tous

N.B. : aucun scénario conduisant à une fusion sous eau, quel que soit le degré de dégradation du confinement, ne conduit à un effet falaise au 30 juin 2011 sur le Réacteur à Haut Flux. C'est la raison pour laquelle l'accident redouté fusion sous eau n'apparaît pas dans ce tableau de synthèse.

Nous verrons au chapitre 3 que les améliorations envisagées pour renforcer la robustesse de l'installation pour prévenir l'accident de fusion à l'air permettent également de prévenir les accidents de fusion sous eau.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 70 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

2.10 Liste des agresseurs potentiels des éléments clés

Les agressions **internes** prises en compte sont les suivantes :

- l'incendie,
- l'inondation,
- les chutes de charge,
- l'explosion interne,
- les ruptures de tuyauterie et de réservoirs.

Conformément à l'engagement n° 17 (4), les paragraphes suivants examinent, pour chaque SSC clés, les risques de subir l'une de ces agressions induites par un séisme, une inondation ou leur cumul. Les équipements « sources de ces agressions » potentielles feront alors l'objet, comme les SSC clés eux-mêmes, d'une évaluation des marges dont ils disposent vis-à-vis du séisme et de l'inondation externe.

Pour argumenter sur le risque incendie, il sera fait référence à l'étude incendie dans laquelle chaque local est noté en fonction du risque (cf rapport RHF n° 357 (17)) : dans cette étude, un local dont la note est inférieure à 10 est considéré comme « à risque d'incendie réduit », un local dont la note est supérieure à 10 est considéré comme « à risque significatif » nécessitant l'étude de mesure de prévention et/ou mitigation complémentaire. Dans ce qui suit on parlera de « note brute » pour désigner la note donnée sans tenir compte des moyens de prévention et de mitigation.

2.10.1 Collecteur d'entrée D₂O

Ce collecteur est situé en piscine, sous le platelage, le haut de la crosse étant à l'altitude 215,75 m NGF. Il n'est donc pas susceptible d'être agressé par un incendie, ni par une inondation externe. Il n'y a aucune tuyauterie ni réservoir susceptibles de l'agresser mécaniquement, par exemple par fouettement.

Le deutérium des sources de neutrons froids représente la seule source d'explosion interne. Le doigt de gant H5 contenant la source horizontale de neutrons froids, ainsi que la chaussette de la source verticale de neutrons froids sont dimensionnés à l'explosion d'un mélange stœchiométrique de deutérium et d'air. Cette explosion ne peut donc en aucun cas agresser le collecteur D₂O.

Certains équipements situés en dessus piscine sont éventuellement susceptibles, s'ils perdent leur stabilité sous séisme, de chuter et donc d'agresser mécaniquement le collecteur. Ces équipements sont les suivants : la hotte de déchargement, le portique de manutention, et la charpente de la Source de neutrons Froids Verticale (qui, bien que située à l'opposé, peut constituer un agresseur en raison de sa taille et de sa masse).

Les équipements situés en piscine (caisson de pompage PV1, condenseur de la SFV) ainsi qu'en margelle (zone expérimentale du niveau D), ne sont pas susceptibles d'agresser le collecteur car situés à l'opposé.

2.10.2 Arrêt d'urgence

Les absorbants des BS, situés en partie haute du bloc pile, ont, pour les mêmes raisons que le collecteur D₂O, comme seuls agresseurs potentiels les équipements susceptibles de perdre leur stabilité et de tomber dans la piscine réacteur.

Le circuit de sécurité qui donne l'ordre de chute des barres, par l'ouverture d'un des deux relais finaux, est situé au quatrième étage du bâtiment ILL4. La seule agression susceptible de survenir est un incendie.

Page : 71 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

L'analyse du risque incendie sur cet équipement a donné au local ILL4-431 – salle électronique, contenant les circuits de sécurité, la note « brute » de 6. La présence de personnel 24h/24, 7j/7 permet de ramener la note finale du local à 4, même après séisme, ceci montrant que le risque d'agression par un incendie est faible.

Il faut de plus bien noter que l'AU est à sécurité positive : tous les défauts consécutifs à un incendie tels que coupure d'alimentation, coupure de fils, court circuit auraient pour conséquence de déclencher la chute des barres de sécurité.

2.10.3 Isolement d'enceinte

L'argumentation se concentre sur les traversées de diamètre important qui seules sont susceptibles d'être assimilées en cas de défaillance à une « grosse brèche » : les traversées de ventilation (clapets doubles LZ1/LZ2 et LZ3/LZ4), la porte de la cour à l'anglaise et la porte à camion, les sas niveau C et niveau D

L'étude du risque incendie a donné une note « brute » de 6 aux locaux où sont implantées ces traversées de grande dimension. Le risque est donc faible.

Ces traversées, à l'exception de la porte de la cour à l'anglaise, sont toutes situées à une altitude supérieure à 207 m NGF. Elles ne sont donc pas susceptibles d'être inondées. En effet le volume d'eau susceptible d'être stockée par mètre de hauteur au dessus de 204,25 m NGF, altitude du niveau B, est d'environ 2500 m³ correspondant à la surface du niveau B.

La porte de la cour à l'anglaise, située à 204,25 m NGF, est pour sa part susceptible d'être en partie inondée. Cependant, même une inondation interne d'un mètre (correspondant à un volume d'eau accumulé au niveau B bien supérieur au volume d'eau de l'ensemble des piscines) ne produit qu'une faible pression qui s'exerce dans le bon sens car elle tend à plaquer la porte sur son encadrement. Ce chargement est inférieur au dimensionnement de cette porte.

Pour les agressions mécaniques, seuls les sas sont susceptibles d'être impactés par le bâtiment ILL4 (pour les sas des niveaux C et D) et par le bâtiment prise d'air frais (pour le sas de secours). Il n'y a pas d'agresseur de la porte de la cour à l'anglaise et de la porte à camion, ni des clapets LZ1/LZ2 et LZ3/LZ4.

Ces conclusions s'appliquent aux autres traversées de plus petite dimension.

2.10.4 Génie civil et cuvelage canal 2

L'incendie et l'inondation interne sont sans objet pour le cuvelage du canal 2 qui est en eau. La partie extérieure du génie civil du canal 2 peut être touchée par un incendie au niveau C. Etant donné son épaisseur, sa stabilité au feu ne peut en aucun cas être remise en cause.

Le canal 2 n'est pas concerné par l'explosion éventuelle de deutérium.

En ce qui concerne la chute de charges, le survol du canal 2 par des charges lourdes étant interdit, les seuls agresseurs potentiels sont les hottes de déchargement, le portique de manutention et la cellule chaude.

2.10.5 Circuit d'eau de secours

2.10.5.1 Partie dans le bâtiment réacteur ILL 5

En ce qui concerne le risque incendie, les notes brutes données par l'étude pour le local A11 (pompes de reprise) et les locaux B30, A13, puits sec, espace annulaire (locaux de passage des tuyauteries de reprise) sont toutes inférieures ou égales à 6. Ces notes montrent que le risque brut d'un incendie dans ces locaux est faible même en l'absence de toute mesure de prévention et de protection.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 72 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

Les pompes du CES, sont susceptibles d'être noyées en cas de fuite d'eau importante dans le bâtiment réacteur. Ce risque a été pris en compte lors du dimensionnement du circuit. En effet l'ensemble des équipements du CES situé en A11 est fonctionnel sous eau.

Les locaux A11, B30, A13, puits sec et espace annulaire ne sont concernés ni par le risque d'explosion interne, ni par les chutes de charges. L'exigence d'absence d'agresseur était une exigence du dimensionnement qui a conduit au choix de ces locaux, en particulier pour l'espace annulaire au niveau B par où transite une bonne partie de la tuyauterie du CES.

2.10.5.2 Partie dans le bâtiment PCS

Le risque incendie dans le PCS est modéré, la note brute étant de 9.

Il n'y a aucun risque d'inondation interne, ni d'explosion interne.

Le seul agresseur, de fait, de ce circuit est le bâtiment PCS lui-même.

2.10.6 Circuit d'effluents gazeux

La note brute donnée par l'étude incendie au local B40 où sont implantées les THE et les PAI est de 9. Le risque d'incendie n'est donc pas négligeable : ce risque est dû au charbon des PAI et aux réchauffeurs de ces mêmes PAI : il s'agit donc d'un risque interne de non fonctionnement du système lorsqu'on le sollicite et non d'un risque d'agression du système : ce risque doit donc être traité dans le dimensionnement du circuit lui-même.

Les ventilateurs et les caissons THE et PAI sont posés au sol au niveau B à l'altitude 204,25 m NGF. Ces équipements sont donc susceptibles d'être noyés en cas de brèche importante sur les tuyauteries secondaires du Drac au niveau B ou de fuite importante sur la piscine réacteur et le canal de transfert.

Les THE et PAI sont situés dans le local B40 face au local B42 où se trouve le ballast de la Source de neutrons Froids Horizontale (SFH). Dans le cas d'une fuite du deutérium suivi d'une explosion dans le local B42, les caissons filtres des EG sont donc susceptibles d'être agressés et rendu inopérants.

Il n'y a pas de risque d'agression par chute de charge.

2.10.7 Circuit renoyage hotte et pont de d'urgence

La note brute issue de l'étude incendie des emplacements situés au niveau D où sont implantés ces équipements est de 5. Le risque d'un incendie agressant ces circuits est donc faible, même en l'absence de toute mesure de prévention et de protection.

Ces équipements étant situés au niveau D, il n'y a pas de risque d'inondation interne

Leur emplacement étant à l'opposé de la zone de la SFV, ils ne seraient pas impactés par une explosion du deutérium.

Seul le portique de manutention et la cellule chaude sont susceptibles d'agresser ces équipements en cas de perte de stabilité.

2.10.8 Circuit primaire

La partie du circuit primaire située aux niveaux A et B est soumise à un risque modéré d'incendie. Les tuyauteries en eau sont par ailleurs peu sensibles à un tel risque.

Ces circuits sont largement dimensionnés pour garder stabilité et étanchéité sous eau. Une inondation consécutive à une brèche importante sur les tuyauteries secondaires au niveau B n'est donc pas susceptible d'être un agresseur de ce circuit.

Page : 73 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Une explosion de deutérium de la SFH en B42 n'est pas susceptible d'agresser ce circuit qui se trouve, soit en casemate béton de très forte épaisseur pour raisons radiologiques, soit dans la crypte au niveau A. Pour ces mêmes raisons il n'y a pas d'agresseur potentiel de ces tuyauteries au niveau A et dans les casemates du niveau B.

Les lignes d'évents et de vidanges situées au niveau C (tuyauteries appartenant au circuit primaire et de petit diamètre) sont susceptibles d'être agressées par l'écroulement éventuel des casemates primaires qui sont constituées d'empilements de blocs de béton. Un incendie dans ces casemates est cependant peu probable. Une inondation interne du niveau C est impossible, le volume des niveaux inférieurs étant beaucoup plus important que celui de l'ensemble des piscines du réacteur.

Enfin pour le cas particulier de la casemate H5, une explosion du deutérium de la SFH est susceptible de créer une brèche sur les petites tuyauteries des lames D₂O et H₂O du canal H5.

2.10.9 Doigts de gant

Les risques d'incendie et d'inondation sont sans objet pour les doigts de gants dans le bidon réflecteur.

Par ailleurs, il n'existe aucun agresseur potentiel des doigts de gant dans le bloc pile. Une charge importante tombant en piscine peut cependant constituer un agresseur de la partie du doigt de gant qui traverse la piscine. Ces charges lourdes sont, comme vu précédemment : les hottes de déchargement, le portique de manutention, les charpentes de la SFV, le caisson PV1, le condenseur SFV (éléments de la SFV accrochés au cuvelage de la piscine au dessus du platelage), le platelage, ainsi que les gros équipements de la zone expérimentale du niveau D situés au bord de la margelle piscine.

Une perte de stabilité du génie civil du noyau central peut également conduire à une agression de l'ensemble des doigts de gant.

Le doigt de gant H5 étant dimensionné à l'explosion d'un mélange stœchiométrique de deutérium et d'oxygène de l'air, il n'y a pas d'agresseur consécutif à une explosion.

2.10.10 Vannes de sécurité

Les VS, situées au bridage arrière des doigts de gant sont susceptibles d'être agressées par l'écroulement éventuel des casemates primaires du niveau C qui sont constituées d'empilements de blocs béton. Un incendie dans ces casemates est cependant peu probable. Une inondation interne du niveau C est impossible, le volume des niveaux inférieurs étant beaucoup plus important que celui de l'ensemble des piscines du réacteur.

En ce qui concerne le cas particulier de la casemate H5, une explosion du deutérium de la SFH est susceptible de d'agresser la VS correspondante.

2.10.11 Enceinte béton

Du fait de son épaisseur et son ferrailage, l'enceinte est largement dimensionnée aussi bien à un incendie dans le hall réacteur, qu'à une inondation interne, ou qu'à une explosion du deutérium des sources de neutrons froids.

La seule agression susceptible de mettre en cause l'intégrité du confinement est due à une chute de charge lourde. Les principaux agresseurs potentiels extérieurs sont : l'enceinte métallique, la prise d'air frais et le bâtiment ILL4. Lors des travaux de renforcement sismique entre 2002 et 2006, le bâtiment hall des guides ILL7 a été coupé afin de ne plus être agresseur de l'enceinte, même en cas d'écroulement total.

Les agresseurs internes à l'enceinte sont les ponts roulants (niveau D et niveau C), la cellule chaude et le poste d'entretien des hottes de déchargement.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399		Page : 74 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA		Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>

2.10.12 Tableau de synthèse

Le tableau synthétique suivant liste les agresseurs potentiels des SSC clés :

SSC Clés	incendie	Inondation interne	Chute de charges	explosion	Agression mécanique
Collecteur entrée D₂O	non	non	• Hotte • Portique • Charpente SFV	non	non
Arrêt d'Urgence	faible	non	non	non	non
Isolement d'enceinte	faible	Porte cour à l'anglaise	• ILL4 (sas C et D) • Prise d'air frais (sas C1)		
Génie civil canal 2	non	non	• Hotte • Portique • Cellule chaude	non	non
Cuvelage canal 2	non	non	• Hotte • Portique • Cellule chaude	non	non
CES	modéré	non	• Bâtiment PCS	non	non
EG	oui	oui	non	oui	non
Circuit renoyage hotte	faible	non	• Portique • Cellule chaude	non	non
Ponte d'urgence	faible	non	• Portique • Cellule chaude	non	non
Circuit primaire	faible	non	• Casemate niveau C (Φ=10mm H5)	oui (□=10mm H5)	non
Doigts de gant	non	non	• Hotte • Portique • Charpente SFV • Caisson PV1 • Condenseur SFV • Zone expérimentale niveau D • platelage		
Vannes de Sécurité	faible	non	• Casemate niveau C	oui (VS H5)	non
Enceinte Béton	non	non	• Enceinte métallique • Prise d'air frais • Bâtiment ILL4 • Cellule chaude • Ponts niveau C et D • Poste entretien hottes	non	non

Page : 75 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 2 <i>Etude de Sûreté</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

CHAPITRE 3

SEISME

Résumé

Ce chapitre présente d'abord le dimensionnement de l'installation au séisme. L'application de la RFS 2001 conduit à définir un Séisme Majoré de Sécurité de magnitude 5,7 dont l'épicentre est situé, postulat déterministe, à 7 km sous le réacteur.

La deuxième partie de ce chapitre présente, pour les 13 SSC clés identifiés, dans l'analyse de sûreté macroscopique, objet du chapitre précédent, les marges dont ils disposent par rapport au SMS.

Les éléments à retenir de l'analyse des marges, effectuée à partir des notes de calcul présentant les renforcements (principalement effectués entre 2003 et 2006 à l'issue du groupe permanent de 2002 dont le thème principal était la tenue au séisme), sont les suivants :

- La marge globale sur le génie civil, participant à un SSC clé ou susceptible d'agresser un SSC clé, est de 2. Cette marge peut être décomposée de la façon suivante :
 - Marge de dimensionnement de 1,2 : la structure reste dans le domaine élastique et donc l'endommagement prévisible est négligeable, en particulier sur l'étanchéité de l'enceinte ;
 - Marge d'hyperstaticité de 1,3 : au-delà de la marge de dimensionnement, la structure mobilise sa capacité de redistribution des efforts. La plastification associée reste d'étendue et d'amplitude limitée et donc l'endommagement reste très faible. Une faible dégradation de l'étanchéité de l'enceinte peut apparaître.
 - Marge de ductilité de 1,5 : au-delà de la redistribution, la structure mobilise les marges de ductilité. Celle-ci reste faible et donc l'endommagement également. Cet endommagement peut se traduire par une dégradation plus importante de l'étanchéité de l'enceinte.
- La marge sur les systèmes et composants mécaniques est comprise entre 1,5 et 3. Pour certains agresseurs potentiels, la marge est plus faible. Seul le portique de manutention présente un déficit, le renforcement programmé du rail sur lequel il se déplace n'étant pas encore en place.

La troisième partie analyse la robustesse de l'installation et présente d'éventuels renforcements. Il faut en retenir les points suivants :

- La variabilité des niveaux d'accélération mesurés pour un séisme de magnitude donné est importante, ceci se traduisant par un écart type σ d'amplitude environ 0,3 g. On propose de retenir comme « séisme ultime plausible », le SMS + σ . L'accélération maximale correspondant à ce « séisme ultime plausible » est de 0,63 g ; cette accélération est supérieure à la valeur médiane de l'accélération maximale, soit 0,46 g, d'un séisme de magnitude 7,3 correspondant à la rupture de la faille de Belledonne sur la totalité de ses 80 km de longueur se produisant à 15 km de l'ILL. L'étude probabiliste effectuée dans le cadre du nouveau zonage sismique de la France montre que la période de retour attendue d'un niveau d'accélération maximale de 0,63 g est largement supérieure à 10 000 ans.
- 7 des 13 éléments clés possèdent une marge qui permet de justifier la tenue au SMS + σ . Les seuls effets faibles encore plausibles sont liés à des opérations d'exploitation de très courte durée, déchargement et changement d'eau, pour lesquels la probabilité qu'un séisme supérieur au SMS survienne juste pendant l'opération est extrêmement faible, bien inférieure à la limite de 10^{-7} par an.
- Dans le cadre de l'amélioration continue de la sûreté du RHF, l'ILL a proposé, en 2008, la mise en place de deux nouveaux circuits de sauvegarde, le CRU et le CDS, en cours de réalisation. La prise en compte des scénarios hors dimensionnement étudiés dans le cadre cette évaluation complémentaire, montre le bon dimensionnement du CRU pour le refroidissement du cœur sur le court terme. Ces scénarios nécessitent, par contre, une alimentation en eau externe fiable pour garantir le refroidissement sur le long terme. L'ILL propose donc la mise en place de deux puits dans la nappe à proximité immédiate du RHF, équipés chacun d'une pompe permettant de réalimenter la piscine du réacteur. Ces deux nouveaux circuits seront dimensionnés au SMS + σ . Les caractéristiques du CDS doivent être modifiées pour avoir un débit nominal deux fois plus important que celui prévu initialement, ce, afin de prendre en compte une perte de confinement de l'enceinte. Avec cette modification et en adaptant les procédures de déchargement et de

Page : 77 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

3. SEISME

3.1 Dimensionnement de l'installation au séisme

3.1.1 Construction du bâtiment réacteur

Le bâtiment réacteur a été conçu et réalisé selon les règles parasismiques PS 67, pour un séisme d'intensité nominale VIII.

3.1.2 Chargements sismiques pris en compte pour les confortements réalisés dans le cadre du GP 2002

Le ré-examen de sûreté vis-à-vis du risque sismique a débuté en 1994, sur la base de séismes de dimensionnement et spectres de réponse associés définis selon la RFS I.2.c (1981) (études citées en réf. (18) et (19)). Durant la période 1994-2002, les études ont essentiellement été effectuées sur cette base. Pour le GP de 2002, l'ILL a fait réaliser une mise à jour de l'étude conduisant à définir les séismes de dimensionnement et spectres associés sur la base de la nouvelle RFS 2001-01 (étude citée en réf. (20)). Lors du GP de 2002, l'ILL s'est engagé sur le renforcement des structures, équipements et systèmes ayant montré des faiblesses lors des études préliminaires. Entre 2002 et 2004, l'instruction de l'étude citée en réf. (20) s'est poursuivie, générant de nombreux débats d'experts et conduisant à des difficultés d'obtention d'un consensus. Ce dernier est intervenu en 2004 lors d'une réunion entre l'ASN, l'IRSN, et l'ILL, lors de laquelle l'ASN a statué sur **les niveaux de séismes et spectres de réponse associés** à prendre en compte par l'ILL pour les différents renforcements de l'installation qui étaient en cours à cette date, ou prévus.

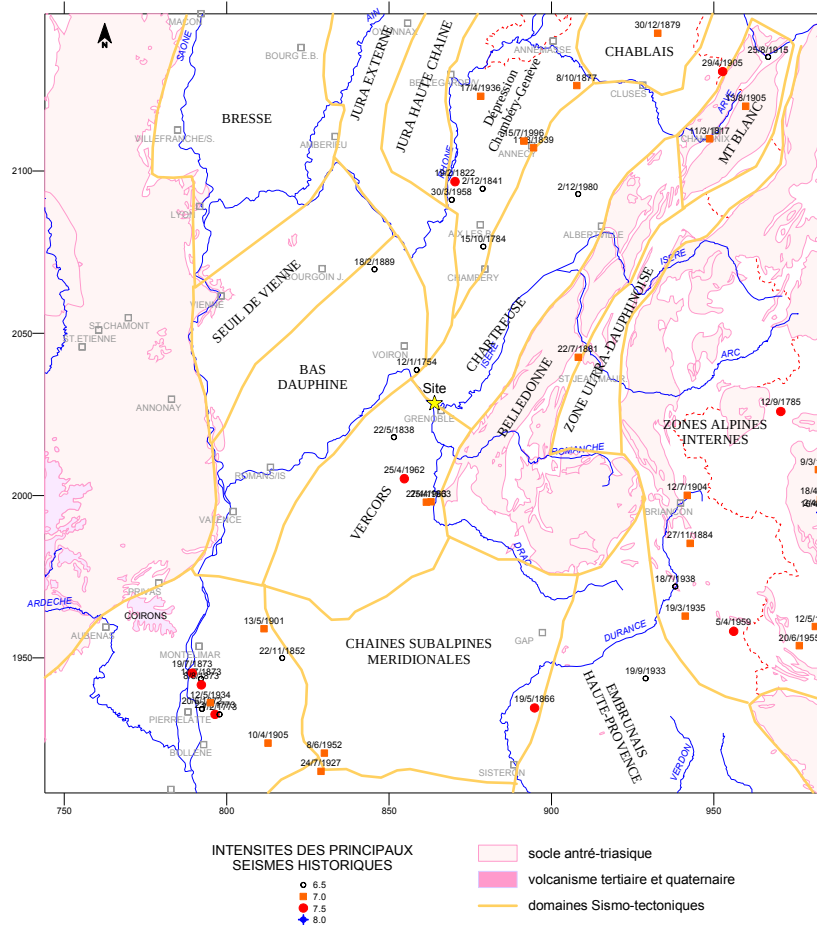
Dans un premier temps, la démarche ayant permis de définir l'aléa sismique à prendre en compte selon la RFS 2001-01, en vue du GP de 2002 est présentée ainsi que les majorations ayant résulté de l'instruction par l'IRSN. Dans un second temps, les conclusions de la réunion de 2004 sont rappelées, ainsi que les différents spectres de réponse qui ont été pris en compte pour les renforcements de l'installation.

3.1.2.1 Détermination de l'aléa selon la RFS 2001-01

La Règle Fondamentale de Sûreté RFS 2001-01 est la méthode recommandée par l'ASN pour établir le chargement sismique à prendre en compte pour le dimensionnement (ou la vérification du dimensionnement) des INB Françaises. Cette méthode est déterministe et est basée sur la connaissance des événements sismiques réels survenus durant la période historique recouvrant les 500 à 1000 dernières années. L'étude de référence pour le RHF en vue du GP de 2002 avait été confiée à la Division Géologie-Géotechnique d'EDF (réf. (18) à (20)). Elle a comporté différentes étapes, conformément à la RFS 2001-01 :

- **Détermination des séismes susceptibles de se produire à proximité de l'installation :** l'étude citée en réf. (19) a conduit à définir un zonage sismotectonique de la région. Les zones sismotectoniques sont des volumes de la croûte terrestre homogènes du point de vue de leur potentiel sismogénique : un séisme analogue à un séisme historique s'étant produit à un endroit donné d'une zone peut survenir à n'importe quel autre endroit de la zone. Ce zonage est basé sur les connaissances géologiques, géophysiques et sismologiques (historiques et instrumentales). Les séismes répertoriés dans la base SIRENE « mise à jour 1995 » ont été

considérés pour cette étude. La carte des zones sismotectoniques figure ci-dessous : L'ILL est situé dans la zone dénommée « VERCORS ».



- **Définition des caractéristiques des séismes à prendre en compte pour dimensionner ou renforcer l'installation :** L'étape suivante consiste à « transférer » les séismes les plus forts identifiés précédemment :
 - directement sous l'installation pour le séisme maximum connu historiquement de la zone dans laquelle se situe l'installation,
 - sur la frontière de la zone la plus proche de l'installation pour les séismes maximaux des zones voisines.

L'étude a ainsi permis de retenir 2 séismes pour définir le Séisme Maximum Historiquement Vraisemblable (SMHV).

- Le séisme proche : Corrençon (1962), magnitude 5, profondeur 7 km.
- Le séisme lointain (séisme de la zone BELLEDONNE) : Allemont (1881) : magnitude 5,6, profondeur 23 km, distance épacentrale 12 km.

La méthode de calcul des couples magnitude distance à partir des données d'intensité macrosismique pour ces deux séismes est explicitée en détail dans l'étude réf. (20).

On définit finalement les SMS proches en prenant en compte une marge sur les SMHV correspondant à un incrément sur la magnitude de 0,5.

- **Calcul des mouvements du sol correspondant à ces séismes :** Le calcul des spectres de réponse en accélération pour les SMS et SMHV a été effectué selon la loi d'atténuation

Page : 79 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

préconisée par la RFS 2001-01 (réf. (21)). Compte tenu de la nature du sol, la catégorie des sols moyens de type sédimentaires a été considérée : Les accélérations spectrales obtenues intègrent ainsi un effet de site dû au remplissage sédimentaire de la cuvette Grenobloise (des études sont cependant en cours afin de mieux caractériser les effets de site dans le cadre du projet CASHIMA, piloté par le CEA et auquel l'ILL participe pour le volet « effets de sites »). Les spectres représentent les niveaux d'accélération auxquels seraient soumis des bâtiments et équipements en fonction de leur fréquence propre si des séismes de type SMHV ou SMS se produisaient. Les spectres obtenus ont été dénommés « RFS 2001 ILL ».

L'avis de l'IRSN lors du GP, exprimé dans les notes techniques (22) et (23) a conduit à effectuer une réévaluation des spectres comme suit :

- Augmentation de la magnitude du séisme de Corrençon : 5,2 au lieu de 5.
- L'IRSN a mené une étude sismotectonique différente de celle de l'ILL, conduisant à considérer comme séisme lointain celui de Chamonix (1904, M = 5,7, H = 15 km, D = 19 km) l'IRSN ayant considéré que les zones BELLEDONNE et MONT BLANC formaient une zone sismotectonique unique.

Les spectres ainsi ré-évalués sont dénommés spectres « RFS 2001 IRSN ».

3.1.2.2 Synthèse des spectres de dimensionnement utilisés pour les renforcements depuis 1994

Le 18 mars 2004, une réunion s'est tenue entre l'ASN, l'IRSN et l'ILL pour statuer sur les spectres à prendre en compte pour les renforcements dont les études n'avaient pas encore débuté, ainsi que pour entériner les différents spectres ayant été utilisés depuis 1994 pour les renforcements effectués ou en cours à la date du 18 mars 2004. Ainsi, en sus des spectres RFS 2001 ILL et RFS 2001 IRSN, les spectres dits spectres RFS 81 établis selon la RFS 1.2.c par l'ILL et validés en 1997 par l'ASN, ont été utilisés pour certains renforcements :

- Séisme proche avec spectre forfaitaire (type Corrençon) : calé à 0,3 g pour le SMHV et 0,35 g pour le SMS.
- Séisme lointain : Allemont 1881, M = 5.9 (SMHV) ou M = 6,45 (SMS), distance hypocentrale = 28 km.

Le tableau suivant reprend les caractéristiques des différents spectres. Le tracé des spectres horizontaux figure également ci-dessous.

				SMHV						SMS					
RFS 81				Isite*	M*	H*	R*	D*	PGA*	Isite	M	H	R	D	PGA
SP* : Forfaitaire									0,3						0,35
SL* : Allemont 1881				VII	5,9	25	12	28	0,11	VIII	6,45	25	12	28	0,19
RFS 2001 ILL															
SP : Corrençon 1962				VII-VIII	5	7	0	7	0,19	VIII-IX	5,5	7	0	7	0,27
SL : Allemont 1881				VII-VIII	5,6	23	12	26	0,08	VIII-IX	6,1	23	12	26	0,11
RFS 2001 IRSN															
SP : Corrençon 1962				VII-VIII	5,2	7	0	7	0,22	VIII-IX	5,7	7	0	7	0,32
SL : Chamonix 1905				VII-VIII	5,7	15	12	19	0,12	VIII-IX	6,2	15	12	19	0,17

*SP : Séisme Proche

*SL : Séisme Lointain

*Isite : Intensité sur le site

*M : Magnitude

*H : profondeur du foyer

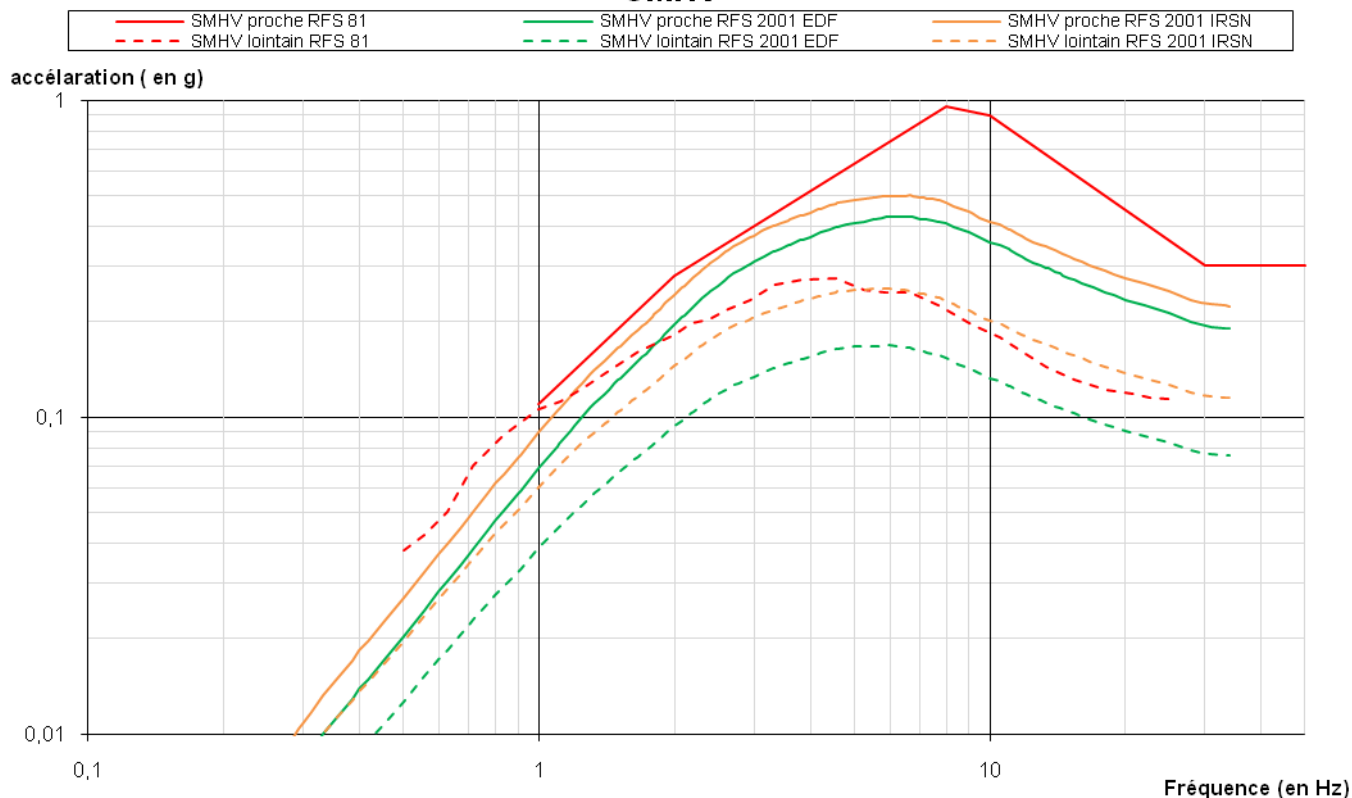
*R : Distance épacentrale

*D : distance au foyer = distance hypocentrale

*PGA : Peak Ground Acceleration : accélération maximale du sol = valeur de l'accélération à fréquence infinie dans le spectre de réponse.

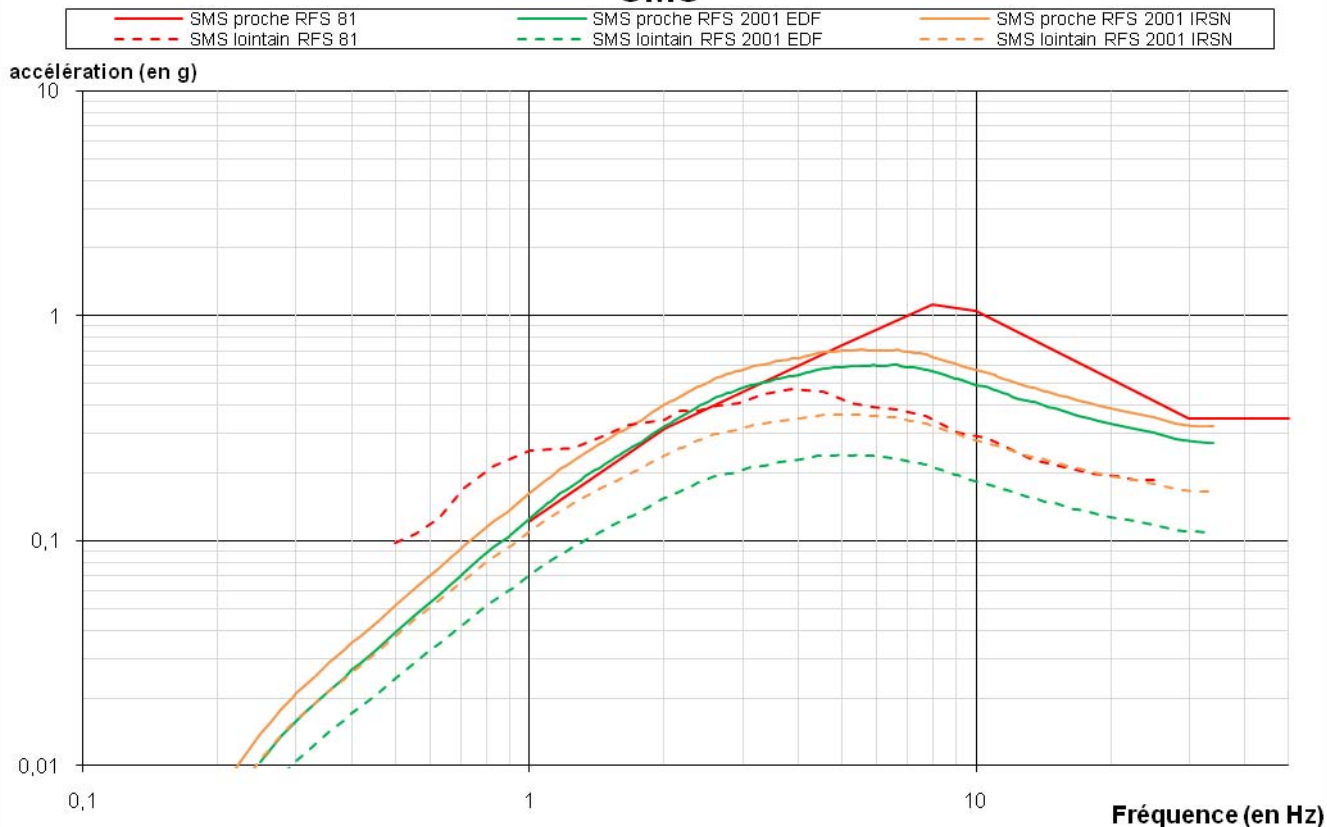
Spectres de réponse à 5% d'amortissement

SMHV



Spectres de réponse à 5% d'amortissement

SMS



Le tableau suivant précise le spectre utilisé pour la vérification et/ou le confortement des SSC clés et agresseurs identifiés au § 2, conformément aux décisions prises lors de la réunion du 18 Mars 2004. Il avait été en particulier acté à cette date que les spectres RFS 2001 IRSN seraient considérés uniquement pour les études qui n'avaient pas encore été engagées. La mention « préconisé → non réalisé » fait référence au paragraphe 3.1.4 examinant la conformité et signifie qu'une exigence avait été identifiée en ce qui concerne le spectre à utiliser pour le renforcement, mais que ce renforcement n'a pas été réalisé au 30 juin 2011.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 82 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

SSC Clés	Spectre de dimensionnement
Génie civil Bâtiment réacteur - enceinte béton - noyau central - plancher margelle	RFS 81
Collecteur entrée D ₂ O	RFS 81 & RFS 2001 IRSN
Arrêt d'Urgence	Spectres CENG 92 pour les BS Circuit de sécurité non dimensionné mais déclenchement sur seuil très bas 0,01 g.
Isolement d'enceinte	RFS 81 ou RFS 81 & RFS 2001 IRSN suivant les éléments, voir détail au § 3.2.2.2
Génie civil canal 2	RFS 81
Cuvelage canal 2	RFS 81
CES	RFS 81 & RFS 2001 IRSN
EG	Non dimensionné
Circuit renoyage hotte	Non dimensionné
Ponte d'urgence	Non dimensionné
Circuit primaire	RFS 81 & RFS 2001 IRSN
Doigts de gant	RFS 81 & RFS 2001 IRSN
Vannes de Sécurité	RFS 2001 IRSN préconisé → non réalisé
Agresseurs	
Hotte accostée au bloc pile	RFS 81 & RFS 2001 IRSN
Portique	RFS 81 & RFS 2001 IRSN préconisé → non réalisé
Charpentes SFV	RFS 81 & RFS 2001 IRSN
Bâtiment ILL4	RFS 2001 ILL
Prise d'air frais	RFS 81 & RFS 2001 IRSN
Hotte canal 2	RFS 81 & RFS 2001 IRSN
Cellule Chaude	RFS 81
PCS	RFS 2001 IRSN
Casemate niveau C	RFS 81 & RFS 2001 IRSN préconisé → non réalisé
Caisson PV1	RFS 81 & RFS 2001 IRSN
Condenseur SFV	Non dimensionné
Zone expérimentale niveau D	Non dimensionné
Enceinte métallique	RFS 81 & RFS 2001 IRSN
Pont niveau C	Non dimensionné
Pont niveau D	RFS 81 & RFS 2001 IRSN
Poste d'entretien des hottes	Non dimensionné

Page : 83 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

3.1.3 Dispositions de protection

En cas de séisme dépassant un certain niveau, l'état de repli de l'installation qui a été défini est :

- l'arrêt d'urgence du réacteur,
- le renforcement du confinement deuxième barrière : fermeture de toutes les vannes de sécurité et d'évents D₂O et H₂O,
- l'isolement d'enceinte : fermeture de toutes les vannes troisième barrière.

L'ordre est donné sur dépassement de seuil à 0,01 g par 2 des 3 accéléromètres triaxiaux disposés à 120° les uns des autres au niveau B du réacteur :

- pour l'arrêt d'urgence du réacteur, via le circuit de sécurité du réacteur,
- pour le confinement 2^{ème} barrière et l'isolement d'enceinte, via un système de vote 2 sur 3 et un automatisme à relais.

3.1.4 Conformité de l'installation

3.1.4.1 Etat des lieux

Conformément à l'engagement n° 9 pris dans le courrier cité en réf. (24), la conformité est examinée pour chaque SSC clé et est présentée dans le tableau suivant ; les exigences de dimensionnement ont pour la plupart été établies lors du GP de 2002 : elles sont explicitées dans le courrier réf. (25) présentant la liste des EIS Séisme et les exigences de sûreté associées, ainsi que dans le courrier réf. (26). Il est à noter que les SSC clés identifiés dans cette étude ne sont pas tous des EIS-S et qu'inversement tous les EIS-S ne sont pas sortis en tant que SSC clés de l'étude. En ce qui concerne les agresseurs des SSC clés, il n'a pas été systématiquement possible de retrouver la formalisation des exigences ; en effet, l'étude des agresseurs des EIS-S n'a jamais été formalisée. On indiquera néanmoins dans le tableau les exigences qui avaient pu être définies de façon informelle, ainsi que l'état de conformité associé. La conformité aux exigences renvoie pour la justification au paragraphe relatif à l'évaluation des marges, celui-ci faisant référence aux notes de calculs de dimensionnement (tableau de synthèse du § 3.3.2.3). La vérification de la conformité de la réalisation aux spécifications issues des études de renforcement n'a pas pu être réalisée compte tenu du temps imparti pour cette étude.

Les contrôles et essais périodiques (CEP) effectués sur ces SCC sont également listés (source : NAQ n° 21 établissant la liste des contrôles et essais périodiques), et les éventuels écarts au 30 juin 2011 sont identifiés via le système de gestion des écarts de l'INB (NAQ n°16 décrivant le système de gestion des écarts, base de donnée des Fiches de Non-conformité et événements significatifs).

Dans le tableau suivant la mention « sous SMS » équivaut à « avant, pendant, après SMS ».

La désignation des contrôles et essais périodiques est la suivante :

- H : hebdomadaire
- IC : Inter-Cycle (avant démarrage)
- M : Mensuel
- BM : Bi-mestriel
- S : Semestriel
- A : Annuel
- B : Bisannuel
- L : > 2 ans

EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA

SSC clé		Exigences	Conformité
Génie civil Bâtiment réacteur - enceinte béton - noyau central - plancher margelle	D	Stabilité sous SMS *	Conforme
	CEP	BA43 : Suivi géométrie enceinte béton L1 : vérification câbles précontrainte (5 ans) L7 : mesure taux de fuite enceinte (5 ans) Procédure en création : suivi du GC (fissures)	Conforme
Génie civil canal 2	D	Stabilité sous SMS *	Conforme
	CEP	-	-
Cuvelage piscine réacteur	D	Etanchéité sous SMS *	Conforme
	CEP	-	-
Cuvelage canal 2	D	Etanchéité niveau indénoyable *	Conforme
	CEP	-	-
Doigts de gant	D	Etanchéité ***	Conforme
	CEP	Surveillance permanente par détection de fuite (DDF) IC1 : Contrôle état canaux A3 : Vérification des DDF Doigt de Gant	Conforme
Vannes de sécurité	D	Opérabilité (fermeture) pendant SMS **	Non conforme
	CEP	IC2 : Essais VS et canaux BA2 : Test étanchéité VS	Conforme
Collecteur entrée D2O	D	Etanchéité **	Conforme
	CEP	L39 : Vérification DDF fuite eau lourde IC9 : essais circuits eau lourde	Conforme
Circuit primaire	D	Etanchéité **	Conforme
	CEP		
Arrêt d'urgence réacteur	D	Fonctionnement sous SMS et maintien des BS en position basse *	Conforme
	CEP	A8 : Vérification du fonctionnement des relais finaux des circuits de sécurité BA11 : Vérification des capteurs sismiques IC9 : Essais circuits de sécurité IC12 : Essai des BS	Conforme
Circuit renoyage hotte	D	Aucune	S.O
	CEP		
Ponte d'urgence ECI	D	Aucune	S.O
	CEP		

SSC clé		Exigences	Conformité
Isolement d'enceinte	D	Opérabilité sous SMS - Etanchéité *&**	Conforme
	CEP	BA45 : Vérification VTE recompression (étanchéité ?) L41 : Vérification étanchéité VTE hélium IC 19 : essais isolement d'enceinte IC21 : essais automatismes isolement d'enceinte BA 26 : Vérification étanchéité VTE (azote liquide et gazeux, hélium, air comprimé général) BA28 : vérification étanchéité des SAS BA46 : Vérification vitesse fermeture LZ BA47 : Vérification étanchéité VTE pompage A13 CES L42 : Vérification étanchéité VTE effluents liquides (5 ans) L44 : Vérification étanchéité VTE incendie et eau de ville (5 ans) L45 : vérification étanchéité VTE appoint CES (5 ans) L46 : Vérification étanchéité VTE secondaires (5 ans) L55/56 : Vérification étanchéité VTE acide/potasse	Conforme
Effluents Gazeux + Cheminée de 45 m	D	EG : Fonctionnement sous SMS * Carneau : stabilité sous SMS * Cheminée : stabilité sous SMS *	EG : non conforme Carneau : non conforme Cheminée : conforme
	CEP	L15 : vérification mesures température réchauffeurs PAI EG IC15 : essais circuit EG M2 : contrôle colmatage THE EG A32 : Contrôle efficacité PAI EG A33/1 : Contrôle efficacité THE EG A86 : Vérification état cheminée	Conforme
Circuit d'Eau de Secours	D	Fonctionnement sous SMS *	Conforme
	CEP	IC31 : Essai du CES A67 : Essais du CES	Conforme

*selon courrier en réf. (25)

** selon courrier en réf. (26)

Agressseurs			
Enceinte métallique	D	Stabilité sous SMS *	Conforme
	CEP	L53 : Vérification état enceinte métallique	Pas encore fait – à définir
Bâtiment Prise d'air frais	D	Stabilité sous SMS ***	Conforme
	CEP	-	-
Cellule chaude	D	Stabilité sous SMS ***	Conforme
	CEP	-	-
Pont niveau D	D	Stabilité sous SMS à l'arrêt Stabilité au SMHV en mouvement ***	Conforme
	CEP	-	-
Pont niveau C	D	Stabilité sous SMS ***	Non conforme
	CEP	-	-
Bâtiment ILL4	D	Stabilité sous SMS ***	Conforme
	CEP	-	-
Poste d'entretien des hottes	D	Stabilité sous SMS ***	Non conforme
	CEP	-	-
Casemates primaires	D	Stabilité sous SMS ***	Non conforme
	CEP	-	-
PCS	D	Stabilité sous SMS ***	Conforme
	CEP	IC11 : Essais du PCS A33/3 : Contrôle efficacité THE PCS A32/2 : Contrôle PAI PCS	-
Hotte de manutention	D	Stabilité sous SMS **	Non conforme
	CEP		
Portique de manutention des hottes	D	Stabilité sous SMS **	Non conforme
	CEP		
Charpentes SFV	D	Stabilité sous SMS ***	Charpente de soutien Conforme Charpente de protection Non conforme
	CEP		
Caisson PV1	D	Stabilité sous SMS ***	Conforme
	CEP		
Condenseur SFV	D	Stabilité sous SMS ***	Non conforme
	CEP		
Platelage	D	Stabilité sous SMS ***	Non conforme
	CEP		
Zone expérimentale niv. D	D	Stabilité sous SMS ***	Non conforme
	CEP		

*selon courrier en réf. (25)

** selon courrier en réf. (26)

*** Exigence non formalisée

3.1.4.2 Plan d'action pour le traitement des non conformités

Le tableau montre que l'état réel des SSC clés est satisfaisant. Néanmoins, deux d'entre eux ne sont pas conformes : le circuit d'Effluents Gazeux, partiellement, ainsi que les VS. En ce qui concerne les agresseurs, ces derniers n'avaient pas fait l'objet d'une étude d'identification formalisée lors du GP 2002 ; un certain nombre d'entre eux n'est donc pas conforme. Les actions prévues pour la remise en conformité et les échéances associées figurent dans le tableau suivant, répondant ainsi à la demande de l'ASN figurant dans le courrier en réf. (4).

SSC clé	Actions	Délais
Effluents Gazeux	Renforcement	Arrêt hiver 2011/2012
VS	Essai sur table vibrante	Arrêt hiver 2011/2012
Hotte de manutention	Renforcement	Arrêt hiver 2011/2012
Pont Niveau C	Etude de tenue	2 ^d semestre 2012
Poste d'entretien des hottes	Etude de tenue	Arrêt hiver 2011/2012
Portique de manutention hottes	Expertise	Renforcement selon résultat de l'expertise
Condenseur SFV	Expertise	Renforcement selon résultat de l'expertise
Zone expérimentale niv. D	Etude de tenue	2 ^d semestre 2012
Platelage	Expertise	Renforcement selon résultat de l'expertise
Casemates primaires	Pas d'exigence formalisée lors du GP 2002 – Pas nécessaire dans l'analyse de sûreté	-
Vérification de la conformité de réalisation vis-à-vis des spécifications	Etablissement des synthèses qualité pour les SSC clés et agresseurs	Fin 2012

3.2 Evaluation des marges

L'évaluation des marges sur le dimensionnement au séisme est effectuée pour les SSC clés et leurs agresseurs identifiés à l'issue de l'étude de sûreté macroscopique (cf § 2.9) ; pour mémoire, la perte de SSC clés peut conduire dans les scénarios étudiés au chapitre 2 à des effets falaise, c'est-à-dire à une aggravation des conséquences radiologiques au-delà du dimensionnement du PPI.

Le § 3.2.1 présente l'évaluation des marges pour les SSC clés et agresseurs faisant partie intégrante du génie civil du bâtiment réacteur ; le § 3.2.2 présente l'évaluation des marges pour les SSC clés et agresseurs de type équipement ayant fait l'objet d'un dimensionnement au séisme. En ce qui concerne les équipements n'ayant jamais fait l'objet d'une telle étude, ceux-ci ont été examinés dans le cadre d'un walkdown ; les conclusions de cette démarche sont présentées dans le § 3.2.3. Le § 3.2.4 présente enfin un tableau récapitulatif des marges ainsi identifiées.

3.2.1 Evaluation des marges pour les SCC clés et agresseurs type Génie civil du bâtiment réacteur

La société NECS, possédant le niveau d'expertise nécessaire, a réalisé cette étude pour le compte de l'ILL. Elle fait l'objet de la note citée en réf (27) « Evaluation des marges sismiques du bâtiment RHF »).

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 88 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

3.2.1.1 Bases de d'analyse

L'analyse a été effectuée à partir du dossier de l'étude de réévaluation sismique et de renforcement du bâtiment suite au GP de 2002. Aucun nouveau calcul n'a été réalisé et seules des extrapolations à partir de résultats d'études existantes ont été utilisées.

Pour ce qui concerne l'enceinte, deux exigences de comportement de l'enceinte sont envisagées sous séisme majoré :

- la première est d'assurer la stabilité de la structure,
- la deuxième, associée à l'exigence de confinement, concerne l'étanchéité relative de l'enceinte : pour cette exigence, seules des indications qualitatives pourront être fournies, compte tenu de la difficulté majeure que constitue l'évaluation de l'étanchéité d'une paroi en béton armé endommagée suite à un séisme.

L'approche d'ensemble a donc consisté à :

- analyser le dossier d'étude existant,
- analyser et identifier les zones critiques de la structure,
- mettre en évidence les marges dans ces zones critiques, sur les critères de dimensionnement,
- évaluer les marges de comportement de la structure au-delà des critères de dimensionnement, à partir du REX sur des ouvrages similaires et de l'état de l'art du génie parasismique, en s'appuyant sur des références solides (AIEA, EC8),
- conclure sur le niveau de séisme vraisemblable que la structure serait capable de supporter sans dommages inacceptables.

La démarche retenue pour cette analyse a conduit à définir une marge globale pour le bâtiment réacteur, marge qui s'appliquera donc à chacun des SSC clés de type génie civil, c'est-à-dire :

- l'enceinte béton,
- le noyau central,
- le génie civil du canal 2.

Pour une meilleure compréhension, une description de la structure du bâtiment, ainsi qu'une présentation des renforcements effectués suite au GP de 2002 sont effectuées. La méthode d'analyse est ensuite présentée, puis les résultats sur chacun des éléments constituant la structure et identifiés comme un SSC clé ou un agresseur sont présentés.

3.2.1.2 Description de la structure du bâtiment réacteur

3.2.1.2.1 Structure initiale

Le bâtiment réacteur de l'INB n°67 est un ouvrage circulaire en plan de 60 m de diamètre intérieur et de hauteur voisine de 53 m, mesurée entre la sous face du radier de la crypte et le sommet de l'enceinte externe. Il a été construit au début des années 70. Il comporte une infrastructure commune en béton armé fondée sur radier et trois superstructures principales distinctes qui sont dissociées en élévation :

- l'enceinte métallique externe,
- l'enceinte interne en béton armé,
- les structures internes réalisées en béton armé et en charpente métallique.

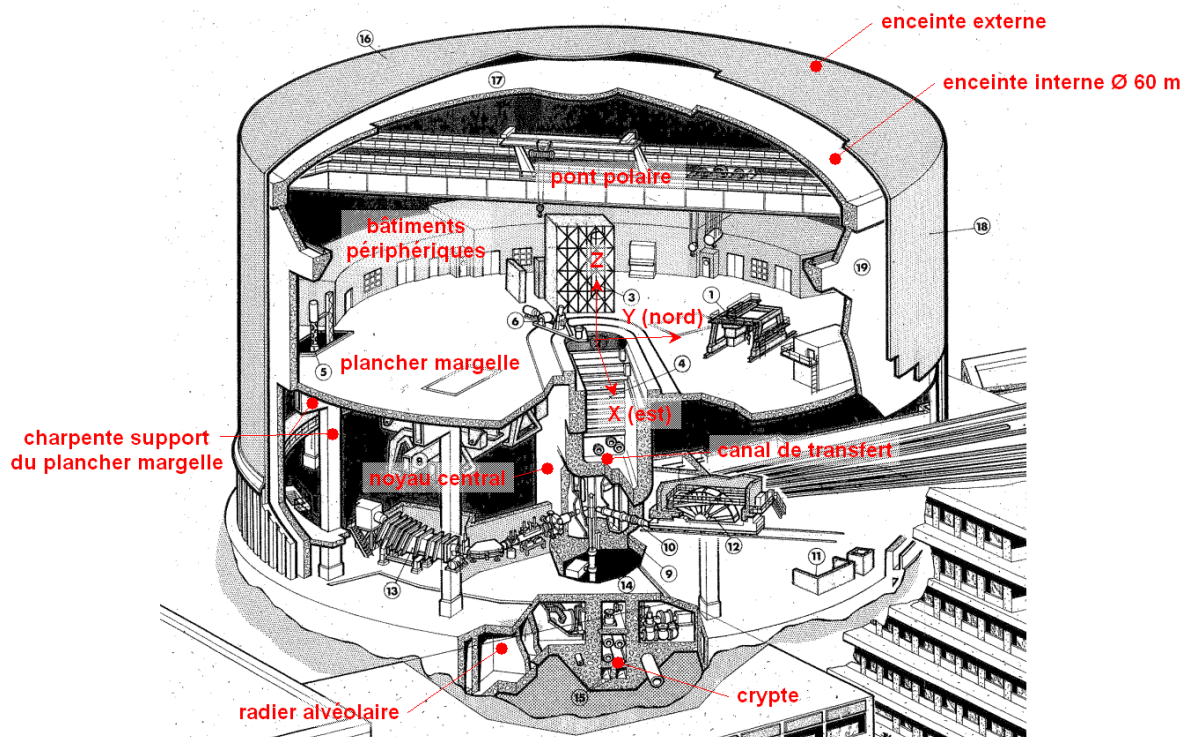


Figure 1. Schéma des structures principales du bâtiment RHF

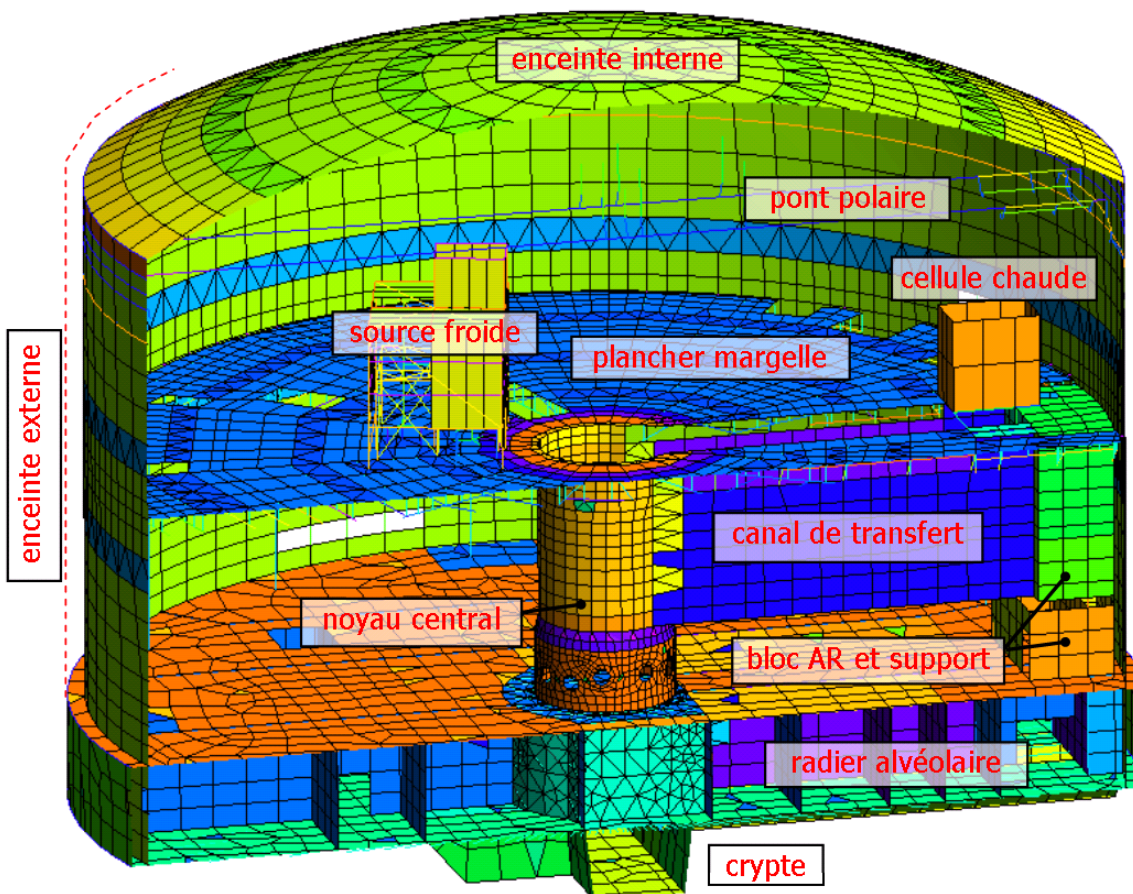


Figure 2. Schéma des structures principales du bâtiment RHF (vue du modèle éléments finis)

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 90 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

L'infrastructure commune désignée par la suite par « radier » est une structure monolithique de type caisson, constituée par les parties d'ouvrage suivantes :

- la crypte qui a la forme d'une croix en plan. Elle est fondée aux niveaux 199,20 et 201,00 m NGF par l'intermédiaire d'un radier de 0,80 m d'épaisseur,
- le radier courant fondé au niveau 203,45 m NGF et de 0,80 m d'épaisseur, lié à la crypte par des voiles épais,
- le plancher supérieur épais du niveau 210,50 m NGF, de 0,80 m d'épaisseur courante,
- la double enceinte circulaire et les voiles intermédiaires épais qui relient les différents niveaux de radier au plancher supérieur.

Les trois zones singulières de cette infrastructure sont :

- la crypte,
- le massif d'appui du noyau central,
- l'assise du bloc arrière située en rive de l'enceinte interne.

L'enceinte externe ou enceinte métallique est constituée d'une jupe cylindrique et d'une coupole sphérique réalisées en tôles d'acier raidies.

L'enceinte interne est constituée d'une jupe cylindrique (entre les niveaux 210,50 et 241 m NGF) et d'une coupole sphérique (entre les niveaux 241 et 248 m NGF) réalisées en béton armé. La jupe comporte une précontrainte horizontale au droit de sa jonction avec la coupole. L'enceinte comporte quelques traversées. Elle supporte un pont polaire au niveau 236,50 m NGF.

Les structures internes sont constituées pour l'essentiel par les ouvrages suivants :

- le noyau central en béton armé dans lequel est située la piscine du réacteur,
- la piscine des conducteurs à neutrons de forme trapézoïdale en plan qui est accolée au noyau central,
- le bloc arrière situé en rive de l'enceinte,
- le canal de transfert qui relie le noyau central à la partie supérieure du bloc arrière,
- la cellule chaude située sur le bloc arrière,
- le plancher margelle au niveau 224,90 m NGF,
- un ensemble de locaux en charpente métallique et en maçonnerie supporté par le plancher margelle.

Le noyau central est constitué d'un voile épais en béton spécial de forme cylindrique en plan. Les points particuliers de cet ouvrage sont :

- la tôle de cuvelage de la piscine et la virole externe en acier, ancrées dans le noyau central,
- les traversées situées au dessus de sa zone d'ancrage dans le radier,
- ses liaisons avec le plancher margelle et le canal de transfert.

Le bloc arrière est constitué de voiles et de dalles épais en béton armé. Il a été réalisé en deux parties. La partie inférieure, liée au radier, s'arrête au niveau 214,10 m NGF. La partie supérieure s'appuie verticalement sur la partie inférieure par l'intermédiaire d'appareils d'appui en élastomère fretté. Elle est bloquée latéralement sur la partie inférieure par des butées en béton armé. Des appuis en néoprène ont également été mis en place entre les parois verticales des butées horizontales susceptibles d'être en contact. La partie supérieure s'arrête au niveau 224,90 m NGF (plancher margelle). Les études du comportement sismique du bâtiment réalisées antérieurement ont conduit à renforcer le bloc arrière.

Le canal de transfert, de section en U, relie le noyau central au bloc arrière. Ses parois sont en béton armé. Les points particuliers de cet ouvrage sont la tôle de cuvelage du canal, le béton de seconde phase situé entre la tôle de cuvelage et les parois de la section en U, et sa liaison avec le noyau central.

Page : 91 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

La cellule chaude est située sur le bloc arrière. Sa hauteur est de 6,10 m. Il s'agit d'un ouvrage de masse importante dont les parois ont un rôle de protection biologique. Les murs et la dalle de couverture sont réalisés en béton lourd. La dalle est constituée d'éléments préfabriqués démontables.

Le plancher margelle règne sur toute la surface restante du bâtiment. Il est constitué d'une dalle en béton armé supportée par des poutres métalliques. Ses appuis verticaux sont constitués par le noyau central, des consoles ponctuelles ou filantes en béton armé liées au bloc arrière et aux parois du canal de transfert, et par des poteaux métalliques bi-articulés situés sur la périphérie du plancher au voisinage de l'enceinte. Les poutres métalliques principales sont rayonnantes et s'appuient sur le noyau central et sur les poteaux métalliques. Ce plancher supporte des équipements, les plus significatifs étant ceux de la SFV et le poste d'entretien des hottes. Initialement, le plancher supportait également un ensemble de locaux situés au voisinage de l'enceinte interne. Ces locaux ont été déconstruits dans le cadre du projet de renforcement du bâtiment.

3.2.1.2.2 *Renforcements parasismiques effectués suite au GP 2002*

Dans sa conception initiale, sous l'effet des actions inertielles horizontales dues au séisme, l'ensemble des structures internes était stabilisé uniquement par le noyau central, et dans une moindre mesure par le support du bloc arrière. Il en résultait une forte concentration d'effort dans le noyau central, et également dans le plancher margelle dans son comportement en diaphragme. Par contre, l'enceinte interne présentait des marges de résistance très significatives.

Les renforcements réalisés ont eu pour but d'améliorer très significativement le comportement sismique du bâtiment, en modifiant complètement le schéma de transfert des efforts d'inertie provenant du plancher margelle. Le principe général des renforcements a consisté à créer une connexion entre le plancher margelle et l'enceinte interne par des butées tangentielles (voir la description du principe ci-dessous) réparties sur la périphérie du plancher margelle. Ces butées autorisent les déplacements radiaux qui se produisent en situation normale sous les effets thermiques et la mise en pression de l'espace annulaire (ce qui permet de ne pas remettre en cause le fonctionnement de la structure en service normal), mais bloquent les déplacements ortho-radiaux. Ces renforcements ont permis d'atteindre simultanément les 3 objectifs suivants :

- augmentation de l'hyperstaticité et de la redondance de la structure, qui est un principe de bonne conception parasismique, puisque tous les efforts inertiels ne sont plus concentrés sur le noyau central mais se répartissent entre le noyau central et l'enceinte,
- réduction significative des efforts dans le noyau central,
- amélioration significative du comportement du plancher margelle dans son fonctionnement de diaphragme.

Ce renforcement général par butées a été complété par les renforcements locaux suivants :

- renforcement du support du bloc arrière,
- renforcements locaux du plancher margelle visant à améliorer sa robustesse, par ajout de chaînages périphériques et de chaînages autour de chacune des grandes trémies,
- déconstruction des bâtiments périphériques dans le but de réduire les masses sur le plancher margelle et limiter les risques d'agression par des structures dont la stabilité au séisme n'était pas démontrée.
- Avec ces renforcements, la résistance de la structure sous séisme SMS RFS 81 est assurée dans le domaine élastique.

Principe de conception des butées tangentielles

Le dispositif des butées tangentielles est désigné par « peigne béton ». Il est constitué par 69 consoles en béton armé encastrées dans l'enceinte et des massifs en béton armé ancrés dans la dalle du plancher margelle (cf. figures suivantes).

Cet ensemble de consoles et de massifs disposés alternativement, et à intervalles réguliers, sont en butée les uns par rapport aux autres, avec un jeu de l'ordre du millimètre. Ce système permet la transmission d'efforts orthoradiaux tout en laissant libres les déplacements radiaux et verticaux de l'enceinte et du plancher.

La distance moyenne entre deux consoles successives est d'environ 2,50 m. Elle est adaptée au voisinage des zones singulières telles que les trémies.

Le « peigne » inclut un chaînage périphérique filant en rive du plancher margelle. Ce dispositif est par ailleurs complété par des renforcements locaux complémentaires de la dalle autour des grandes trémies, lorsque le ferrailage de la dalle n'est pas suffisant pour équilibrer les efforts de membrane liés au comportement en diaphragme du plancher.

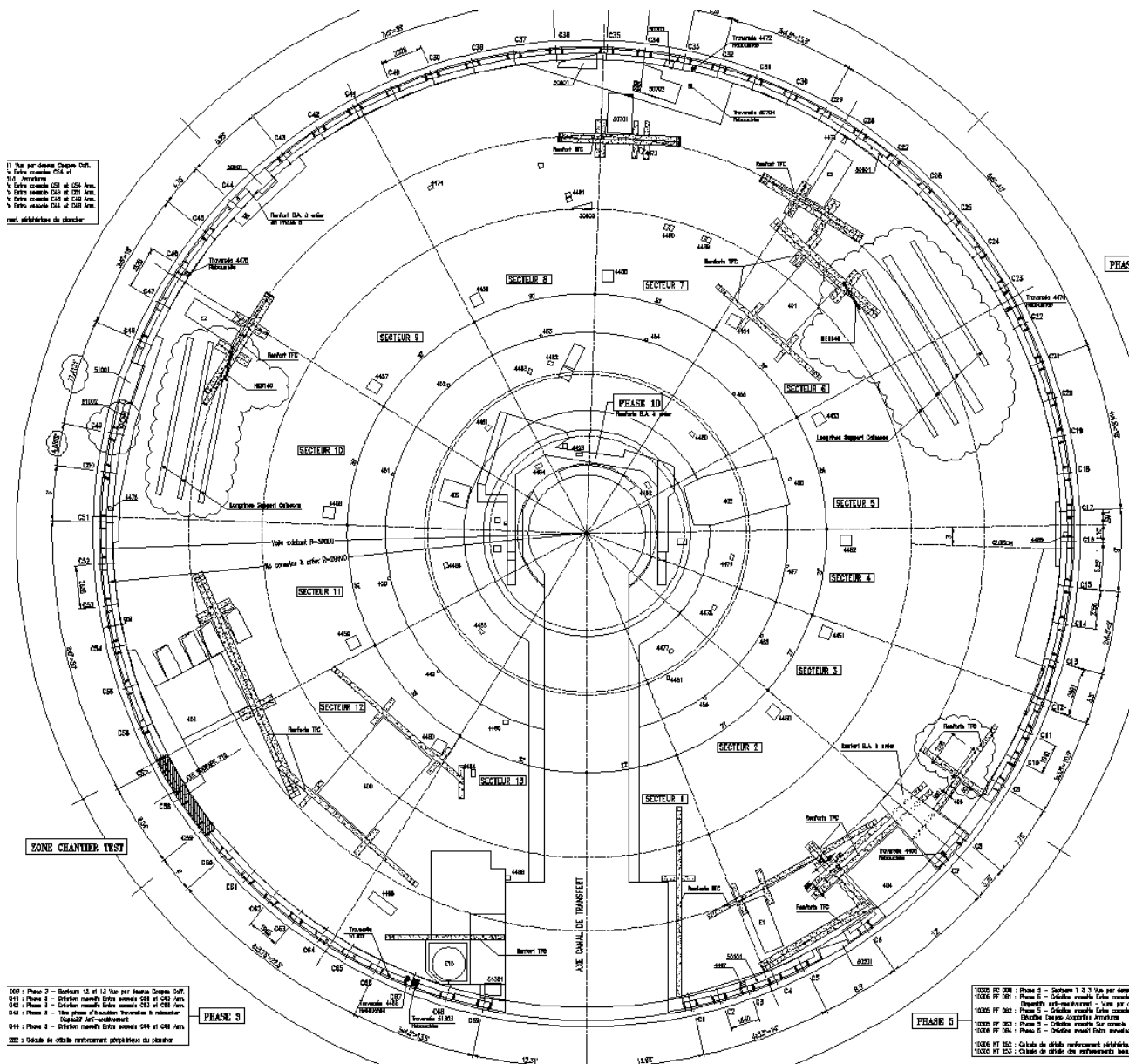


Figure 3. Plan d'ensemble des renforcements du plancher margelle

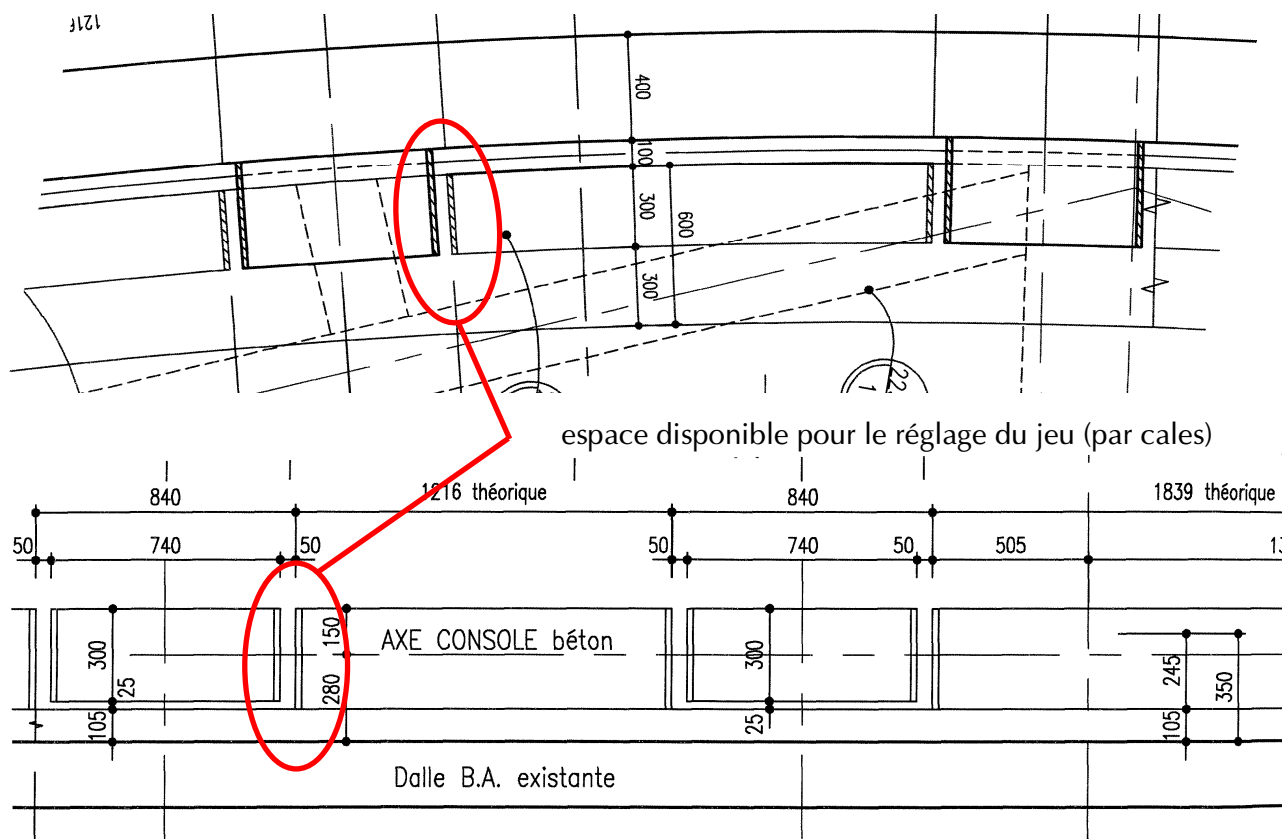


Figure 4. Principes de conception du « peigne » béton

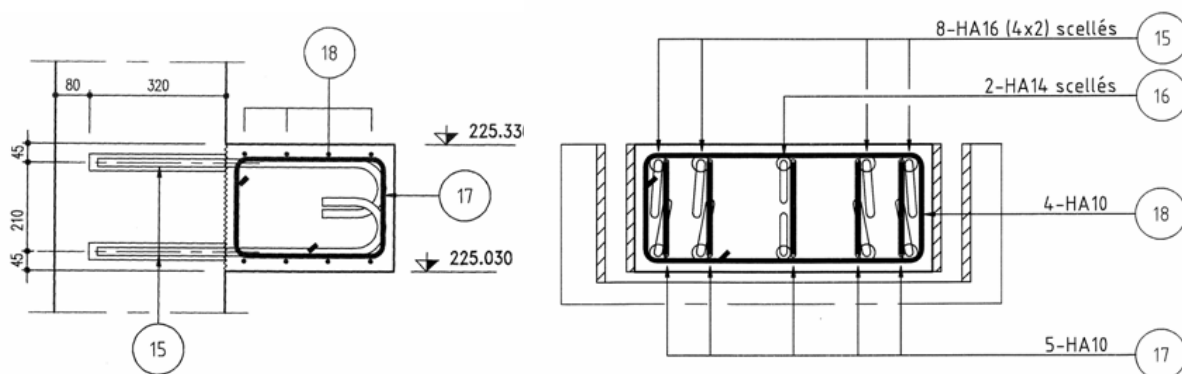


Figure 5. Principes de ferrailage de la console

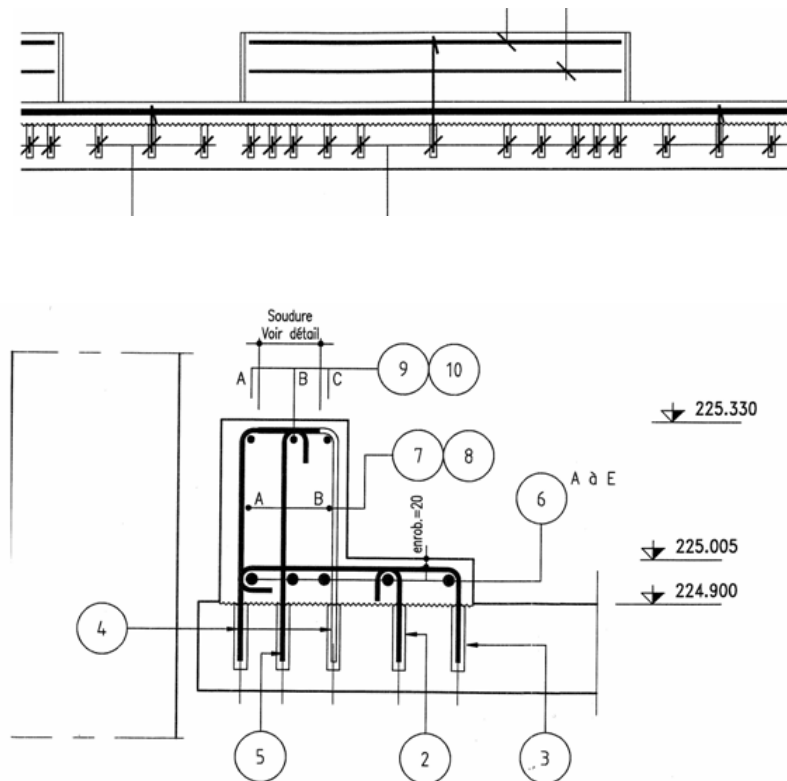


Figure 6. Principes de ferrailage du massif et du chaînage

3.2.1.3 Séisme de référence

Le séisme de référence pour l'ensemble des études de réévaluation sismique et de renforcement du bâtiment RHF, dont nous désignerons le spectre de réponse par SDD par la suite (séisme de dimensionnement) est le séisme de spectre SMS RFS 81 proche. Comme cela a été présenté au § 3.1.2, la RFS 2001-01 a conduit à la définition d'un nouveau spectre SMS dit « SMS 2001 IRSN », de caractéristiques $M = 5,7$ à $D = 7$ km. Néanmoins, il avait été admis de conserver la référence au spectre SMS RFS 81 pour l'étude du bâtiment réacteur.

La comparaison des spectres SMS RFS 81 proche SMS RFS 2001 IRSN met en évidence que pour les fréquences inférieures à 4 Hz, le spectre RFS 2001 IRSN est plus pénalisant que le spectre RFS 81. Compte tenu des fréquences propres prépondérantes du bâtiment, on peut évaluer de manière enveloppe l'influence du spectre RFS 2001 IRSN par une comparaison des accélérations pour la fréquence et l'amortissement de ces modes prépondérants :

- direction horizontale : fréquence 3,5 Hz, amortissement 30 % $\Rightarrow$ ratio RFS 2001 / RFS 81 = 1,19,
- direction verticale : fréquence 2,7 Hz, amortissement 30 % $\Rightarrow$ ratio RFS 2001 / RFS 81 = 1,26.

Cette estimation est conservative car on néglige l'influence des modes secondaires de plus haute fréquence, pour lesquels le spectre RFS 2001 IRSN est inférieur au spectre RFS 81.

De manière globale, l'influence de la composante horizontale étant nettement prépondérante par rapport à la composante verticale, on peut estimer que le spectre RFS 2001 IRSN devrait donner un niveau de sollicitation d'environ 20 % supérieur à celui du spectre RFS 81.

ILL - Comparaison spectres SMS proche (RFS 2001 IRSN) et (RFS 81)

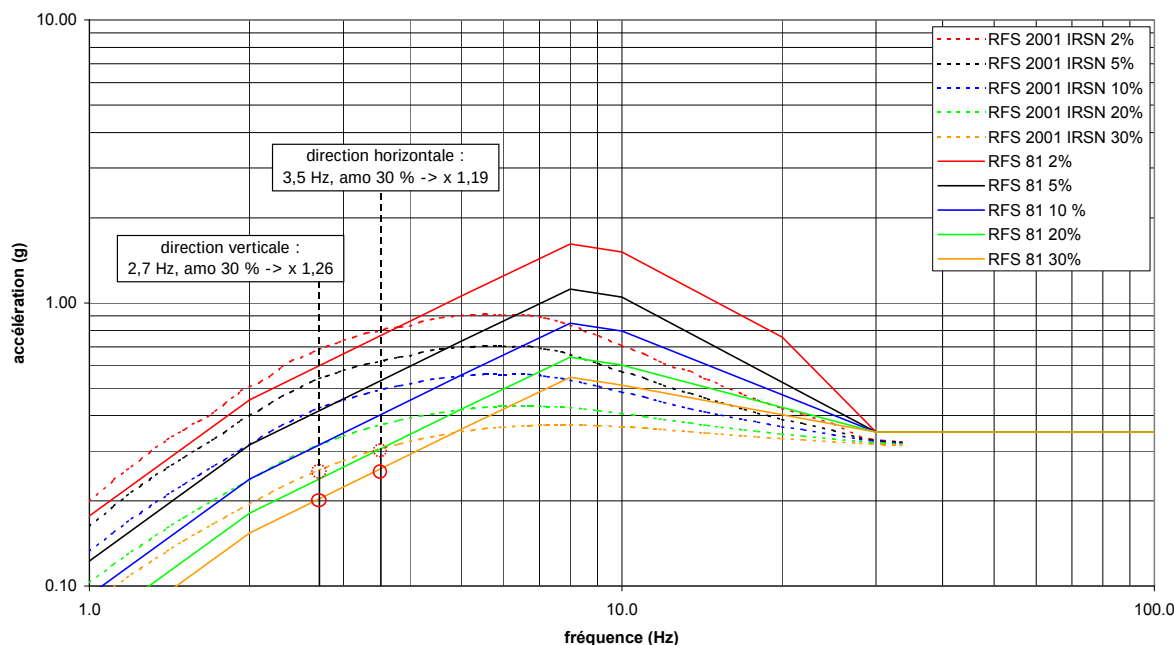


Figure 7. Comparaison des spectres SMS RFS 81 proche SMS RFS 2001 IRSN

3.2.1.4 Rappel de la méthodologie de l'étude de réévaluation et de renforcement sismique

On rappelle ici brièvement les principes d'analyse retenus pour l'étude de réévaluation et de renforcement sismique du bâtiment réacteur de l'INB n° 67 dans le cadre du GP 2002.

La méthodologie est conforme aux guides ASN (28) et AIEA (29).

Le bâtiment réacteur, dans l'état renforcé comme dans la situation initiale, a fait l'objet d'un modèle 3D aux éléments finis, réalisé à l'aide du logiciel HERCULE v.34.01, intégrant l'ensemble des structures du bâtiment en béton armé et en charpente métallique (y compris le pont polaire), à l'exception de l'enceinte métallique (prise en compte en tant que masse ajoutée).

L'interaction sol-structure a été prise en compte. L'impédance globale de la fondation a été modélisée par un système de ressorts en translation et en rotation suivant les 6 degrés de liberté du mouvement de la fondation, et les amortissements associés.

Les calculs sismiques ont été réalisés par analyse modale spectrale, deux hypothèses enveloppes de raideur du sol, dites « hypothèse minorée » et « hypothèse majorée » ont été considérées.

Les vérifications de stabilité et de résistance des structures ont été réalisées à partir des sollicitations issues des analyses statiques et dynamiques, pour les combinaisons d'actions sismiques. Les calculs de vérification de résistance ont été effectués conformément aux règles BAEL 91 (30) pour les éléments en béton armé, et CM 66 (31) pour les éléments en charpente métallique.

3.2.1.5 Principe de décomposition des marges et évaluation de la marge globale

Les marges de résistance sous séisme, au-delà du séisme de dimensionnement, peuvent être décomposées en 3 contributions :

- marge de dimensionnement,
- marge de redistribution hyperstatique des sollicitations,
- marge de ductilité.

Ces 3 contributions peuvent être représentées sur un diagramme schématisant la loi de comportement globale de la structure, représentant la relation entre l'effort horizontal global appliqué à la structure et son déplacement horizontal (Figure 8).

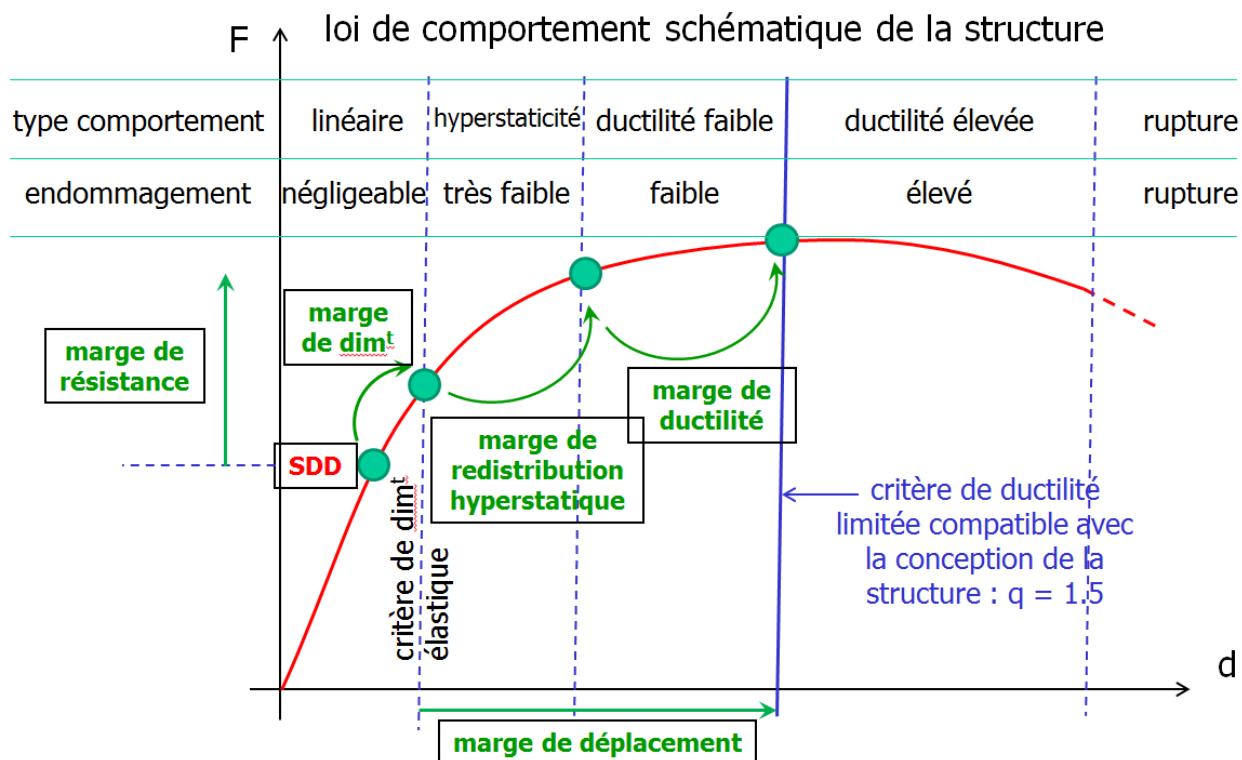


Figure 8. Schéma de principe de décomposition des marges de résistance sous séisme

La marge de dimensionnement représente la marge de la structure vis-à-vis des critères de dimensionnement, qui correspondent schématiquement à la « limite d'élasticité » de la structure (bien que ce terme ne soit pas tout à fait approprié pour décrire le comportement d'une structure en béton, on utilise ce raccourci pratique).

La marge de redistribution hyperstatique correspond à la résistance supplémentaire que la structure peut mobiliser au-delà de sa limite d'élasticité, par redistribution hyperstatique des sollicitations. Le comportement post-élastique d'une structure en béton armé conduit à un assouplissement des zones ayant atteint leur limite d'élasticité, ce qui génère une redistribution des efforts vers les zones de structure présentant des marges. Cette redistribution hyperstatique s'accompagne d'un endommagement, qui peut néanmoins rester très faible tant que l'on n'atteint pas un état de plastification significatif de la structure.

La marge de ductilité est une marge sur le déplacement (ou la déformation) que la structure peut subir au-delà de sa limite d'élasticité, avant rupture, compte tenu de sa ductilité, c'est à dire sa capacité à se déformer à effort constant. La ductilité a pour effet de réduire la réponse au séisme de la structure (par rapport au cas élastique linéaire), par les deux mécanismes suivants :

- la diminution de la rigidité de la structure réduit les fréquences propres de la structure, ce qui conduit généralement à une diminution de la réponse sismique (dans le cas général où la fréquence fondamentale est située dans une plage croissante du spectre de réponse),
- les déformations plastiques conduisent à une dissipation d'énergie qui se traduit par un amortissement supplémentaire, réduisant également la réponse au séisme.

Cette marge est plus ou moins grande suivant le niveau de ductilité de la structure. Pour une structure telle que le bâtiment réacteur de l'ILL, qui ne dispose pas d'une conception parasismique ductile, la ductilité est limitée. D'après les références (AIEA (29) et EC8 (32)), **un coefficient**

Page : 97 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

réducteur d'effort (ou coefficient de comportement) $q = 1,5$ peut être pris en compte pour ce type de structure de ductilité limitée. Par ailleurs, du fait que la ductilité mobilisée sera faible, l'endommagement de la structure sera également faible.

Au-delà d'un niveau de ductilité limité, il est possible que la structure présente une ductilité supplémentaire. Néanmoins, le niveau de ductilité réel de la structure étant difficile à évaluer, on se limitera dans cette analyse à considérer une ductilité limitée avec $q = 1,5$.

La marge de redistribution (marge de résistance) et la marge de ductilité (marge de déformation) sont cumulables car elles correspondent à des mécanismes d'action différents.

La marge globale de la structure sous séisme est alors déterminée selon la démarche suivante :

- identification des zones critiques de la structure,
- pour chaque zone critique :
 - o mise en évidence des marges par rapport aux critères de dimensionnement,
 - o évaluation des marges de redistribution hyperstatique,
- évaluation de la marge de résistance globale de la structure par synthèse des marges des zones critiques,
- prise en compte de la marge de ductilité pour évaluer le niveau de séisme maximal auquel la structure peut résister.

Enfin, à chaque zone du diagramme de la figure 8 peut être associé un niveau d'endommagement, auquel on peut également associer un niveau de performance d'étanchéité pour le confinement. L'estimation précise de la performance d'étanchéité n'est pas possible, mais on peut donner des indicateurs qualitatifs :

- En-deçà du critère de dimensionnement élastique, l'endommagement prévisible de l'enceinte serait très faible, ce qui se caractérise par une fissuration réversible de la paroi, donc une perte d'étanchéité très faible.
- La mobilisation des marges de redistribution hyperstatiques se traduirait par des plastifications locales, mais probablement de faible amplitude et de faible étendue. Cela se traduirait par un endommagement très faible et une dégradation de l'étanchéité dont l'ampleur est difficilement quantifiable.
- La mobilisation des marges de ductilité conduirait à un endommagement plus important mais restant faible compte tenu de l'hypothèse de ductilité limitée. Cet endommagement se traduirait par une dégradation significative de l'étanchéité, dont l'ampleur reste difficilement quantifiable.

3.2.1.6 Identification des zones critiques de la structure

Dans le comportement sismique de la structure, les éléments primaires assurant la résistance au séisme et le transfert des efforts sismiques horizontaux sont :

- le système constitué du noyau central, du canal de transfert et du bloc arrière,
- l'enceinte interne,
- le plancher margelle dans sa fonction de diaphragme assurant la connexion entre le noyau central et l'enceinte et transférant les efforts d'inertie du plancher vers le noyau et l'enceinte,
- les butées de liaison entre le plancher margelle et l'enceinte,
- le radier alvéolaire, qui transmet les efforts sismiques au sol de fondation.

Parmi ces éléments primaires, les zones critiques sont définies comme étant celles où sont susceptibles d'apparaître les non linéarités significatives de comportement, c'est à dire celles dont la marge de résistance sous séisme est la plus faible. Ces zones sont identifiées à partir du dossier

d'analyse du comportement sismique du bâtiment RHF renforcé (réf (33), (34), (35), (36), (37), (38), (39), (40), (41), (42), (43), (44) et (45)), et sont :

- le noyau central, et plus particulièrement sa section d'encastrement dans le radier,
- l'enceinte interne,
- les butées de liaison entre le plancher margelle et l'enceinte.

Les structures primaires considérées non critiques sont :

- le radier alvéolaire, compte tenu de son monolithisme et de sa robustesse,
- le plancher margelle, compte tenu de ses renforcements qui lui confèrent un comportement robuste dans sa fonction de diaphragme.

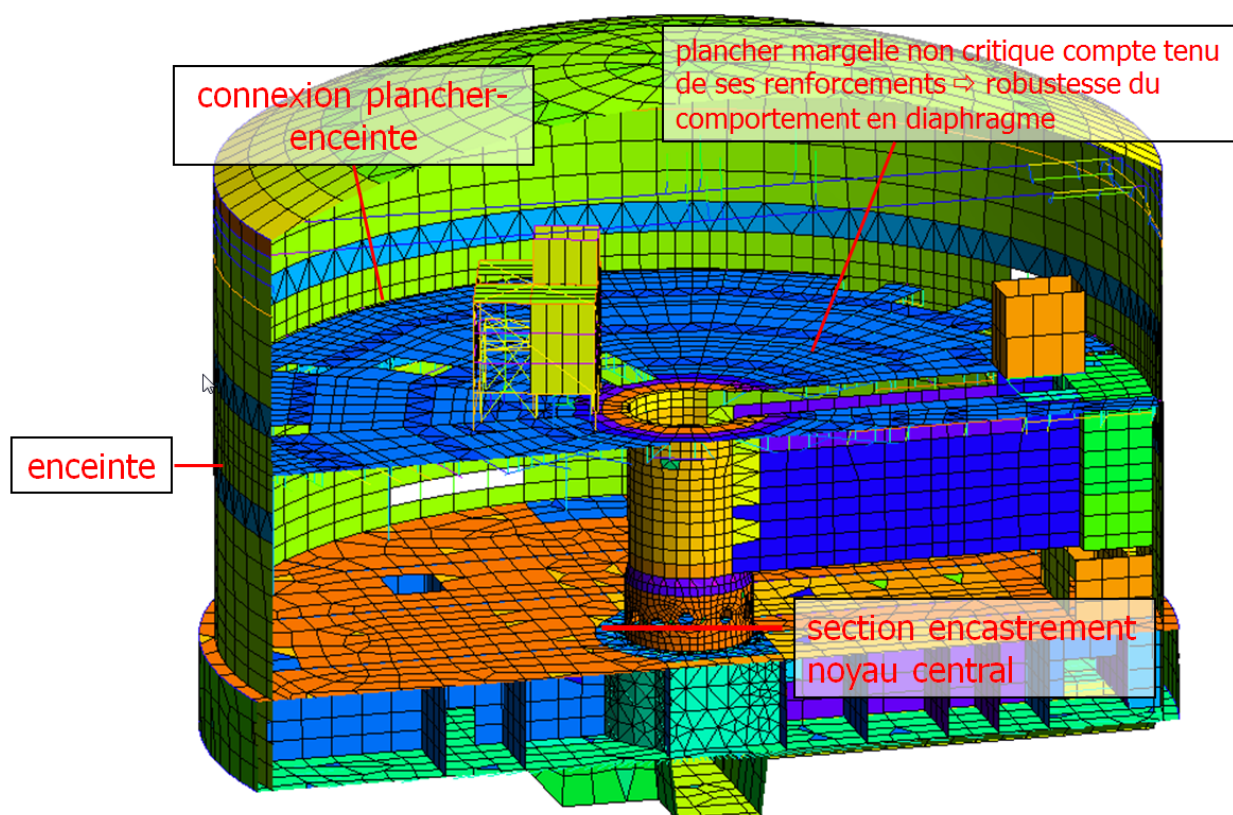


Figure 9. Repérage des zones critiques de la structure

Les paragraphes suivants présentent les marges de dimensionnement des éléments critiques et évaluent les marges de redistribution hyperstatiques pour chacun de ces éléments. La marge globale du bâtiment est finalement évaluée à partir de la synthèse de ces marges.

3.2.1.7 Evaluation des marges sur les éléments critiques

3.2.1.7.1 Enceinte interne

La note en réf. (38) présente les coefficients de sécurité vis-à-vis du séisme, c'est à dire le coefficient de pondération λ appliqué au spectre du séisme SDD tel que la combinaison G (charges permanentes) + λ SDD atteigne la limite de résistance de l'élément de structure. Ces coefficients sont déterminés pour chaque élément du modèle aux éléments finis de l'enceinte, et pour les deux situations de séisme envisagées :

- SMS avec surpression dans l'espace annulaire,

- SMHV sans surpression dans l'espace annulaire.

Le tableau suivant, extrait de la note en réf. (38), présente les coefficients λ minimaux obtenus dans l'enceinte, zone par zone.

Localisation	λ_{mini} SMS avec surpression	λ_{mini} SMHV sans surpression
Fût de l'enceinte - Tête	1.9	2.4
Fût de l'enceinte – Niveau plancher margelle	1.9	1.3
Fût de l'enceinte - Base (zone courante)	1.5	1.6
Fût de l'enceinte - Base (ouvertures)	1.1	1.05
Coupole	2.5	2.4

Lorsqu'on analyse dans le détail la répartition des coefficients de sécurité (annexes 3 et 5 de la note en réf (38), on observe que les valeurs de λ sont presque partout supérieures à 1,5. Les valeurs inférieures à 1,5 correspondent à des zones singulières très locales, notamment autour de trémies, qui ne remettent pas en cause la sécurité globale de l'enceinte. En particulier, ces zones sont toujours entourées de zones où les coefficients de sécurité sont nettement plus élevés, permettant de compenser l'effet de ces zones singulières sur la résistance globale de l'enceinte.

On peut donc conclure que jusqu'à un niveau de séisme égal à 1,5 SDD, les critères de dimensionnement restent globalement satisfaits.

Pour évaluer les marges de redistribution hyperstatique dans l'enceinte, on détermine aux deux niveaux les plus critiques de l'enceinte (c'est à dire à la base et au niveau du plancher margelle) le coefficient de sécurité moyen le long de la circonférence. Ceci permet de tenir compte de la capacité de la structure à mobiliser un niveau de résistance plus élevé par redistribution hyperstatique des sollicitations. La valeur obtenue est 1.8 (valeur moyenne basse afin de garantir la robustesse de l'analyse).

On peut donc conclure que :

- Jusqu'à un niveau de séisme égal à 1,5 SDD, l'enceinte reste globalement dans le domaine élastique,
- Jusqu'à un niveau 1,8 SDD, la résistance de l'enceinte reste acquise en mobilisant sa capacité de redistribution hyperstatique des efforts, sans faire appel à un coefficient réducteur d'effort.

3.2.1.7.2 Noyau central

La note en réf. (39) présente les coefficients de sécurité λ vis-à-vis du séisme dans les différentes sections du noyau central et du canal de transfert, vis-à-vis des sollicitations de flexion et de cisaillement. La synthèse des résultats est rappelée dans le tableau suivant, extrait de la note en réf (39) :

Section	Vérifications	λ_{mini}
Noyau central	Vérification en flexion déviée	1.90
	Vérification en flexion déviée avec torsion	1.70
	Vérification « Base » en flexion déviée avec torsion et section attente suivant plan	1.46
	Connexion viroles intérieure et extérieure	1.90
	Vérification au cisaillement des sections courantes	1.45
	Vérification de la règle des coutures dans la section des traversées	1.42
	Liaison noyau central – massif d'ancrage	> 1.54
Canal de transfert	Vérification en flexion déviée	1.37
	Vérification au cisaillement	2.12
	Liaison canal/noyau	1.36

Le coefficient de marge minimal dans le noyau central correspond à la section d'encastrement à la base, et est de 1,5, que ce soit en flexion ou au cisaillement. Il convient par ailleurs de noter que le coefficient 1,42 obtenu pour la règle des coutures dans la section des traversées est très conservatif car c'est la valeur minimale obtenue sur le trumeau le plus sollicité dans la section des traversées (qui est constituée de 12 trumeaux), les autres trumeaux ayant des coefficients plus élevés.

Concernant le noyau central, le coefficient de marge minimal en flexion est de 1,4, et correspond à la situation où le canal de transfert, dans son comportement en tant que traverse du semi-portique constitué par le noyau central et le canal, est sollicité dans la section d'encastrement avec le noyau par des moments hyperstatiques « positifs », c'est à dire tendant la fibre inférieure.

Dans le fonctionnement du semi-portique constitué par le noyau central et le canal, le noyau assure la fonction de contreventement de manière prépondérante, le canal de transfert jouant également un rôle, mais de manière quantitativement moins importante. Le coefficient de marge global retenu pour l'ensemble du système est considéré égal à celui du noyau, soit 1,5.

Les coefficients de marge finalement retenus pour le noyau central sont :

- 1,4 pour la marge de dimensionnement « élastique »,
- 1,5 pour la marge de redistribution hyperstatique.

Enfin, la note en réf (39) montre que l'ancrage du noyau dans le radier ne présente pas de risque de fragilité. La transmission des efforts d'ancrage du noyau au radier est assurée, sans risque de comportement fragile de la liaison.

3.2.1.7.3 Butées de liaison entre le plancher margelle et l'enceinte

La note en réf (46) présente les coefficients de sécurité λ vis-à-vis du séisme dans les éléments de liaison entre le plancher margelle et l'enceinte. La répartition des coefficients de sécurité sur chaque élément de liaison est rappelée sur la Figure 10. Rappelons que les butées de liaison sont de deux

types : un type courant et un type renforcé, qui concerne 4 éléments de liaison particuliers plus sollicités (repérés par des flèches sur la Figure 9).

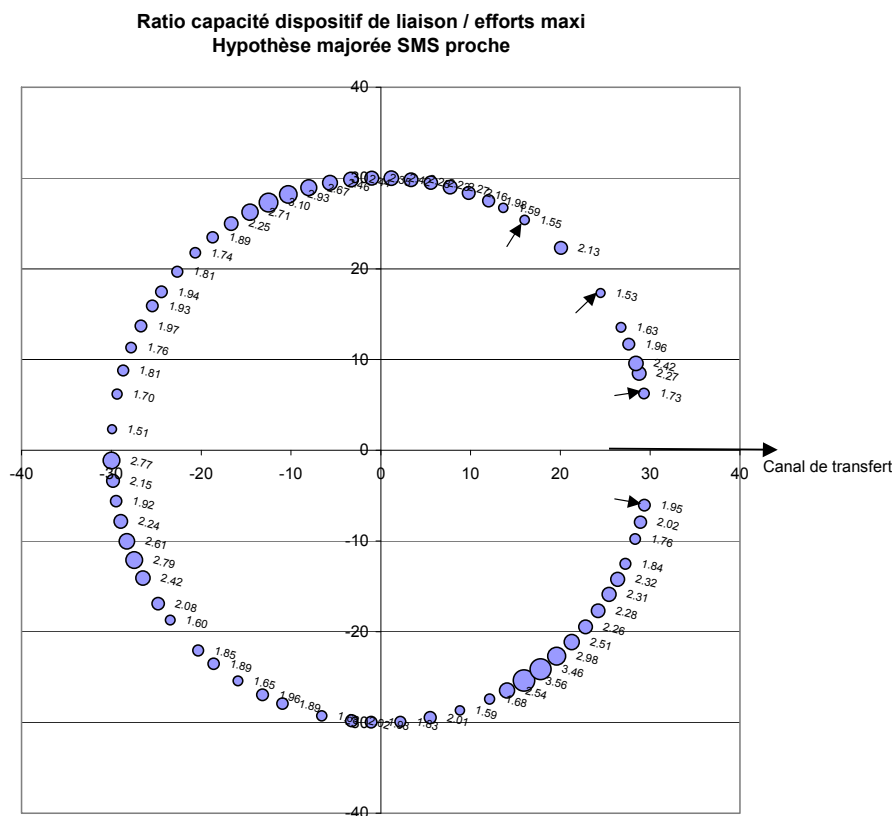


Figure 10. Répartition des coefficients de sécurité dans les éléments de liaison entre le plancher margelle et l'enceinte extrait de la note réf (46))

Le coefficient de marge minimal sur l'ensemble des butées de liaison est de 1,5.

La marge de redistribution hyperstatique du système de liaison entre le plancher margelle et l'enceinte est évaluée en faisant une moyenne des coefficients de sécurité sur l'ensemble des liaisons. Le coefficient moyen est égal à 2,1. Néanmoins, il serait illusoire de considérer que l'on peut mobiliser la résistance ultime de toutes les butées simultanément. Par conséquent, il n'est pas pertinent de retenir la valeur de 2,1. La valeur de marge plus réaliste est comprise entre 1,5 et 2,1. On retiendra la valeur de 1,8 comme marge réaliste sur le séisme tenant compte des possibilités de redistribution d'efforts.

Les coefficients de marge finalement retenus pour les butées sont :

- 1,5 pour la marge de dimensionnement « élastique »,
- 1,8 pour la marge de redistribution hyperstatique.

3.2.1.7.4 Bloc arrière

On rappelle à titre indicatif les marges de résistance du support du bloc arrière sous séisme.

Concernant les appuis assurant le supportage vertical du bloc arrière, l'absence de décollement est bien assurée jusqu'à un niveau de séisme égal à 1,3 SDD. Au-delà, il y a un risque de décollement local d'un appui. Néanmoins, le décollement local ne remet pas en cause la stabilité d'ensemble tant qu'il n'est pas très significatif.

Concernant les appuis horizontaux et les dents de liaison, leur résistance est assurée avec des marges de dimensionnement de 1,6, valeur homogène avec les marges obtenues dans les autres éléments, ce qui justifie le fait de ne pas avoir considéré cet élément comme critique.

3.2.1.7.5 Cellule chaude

La cellule chaude étant une structure lourde (environ 500 t), agresseur potentiel des structures internes, sa stabilité au séisme SMS est évaluée dans la note en réf (47). De par sa constitution robuste, la stabilité d'ensemble de la cellule chaude est globalement assurée, avec néanmoins un défaut d'ancrage d'un des voiles de la cellule chaude dans le bloc arrière, pour lequel le coefficient de marge sur le séisme n'est que de 0,9. En cas de séisme plus fort, le risque de soulèvement local de la cellule chaude ne peut être écarté. Néanmoins, on peut écarter le risque de basculement de la cellule chaude, compte tenu de son faible élancement, et ce, même pour des niveaux de séisme significativement plus forts.

3.2.1.8 Marge globale du bâtiment par rapport au dimensionnement selon le spectre SMS RFS81

Le tableau suivant présente la synthèse des marges des éléments critiques résultant de l'analyse précédente. La marge globale du bâtiment est évaluée à partir des marges des zones critiques :

Élément	Marge de dimensionnement	Marge de redistribution
Enceinte	1,5	1,8
Connexion plancher-enceinte	1,5	1,8
Noyau central	1,4	1,5
Global bâtiment RHF (cf 3.2.1.9)	1,4	1,6

Vis-à-vis des critères de dimensionnement « élastique », les 3 zones critiques ont une marge homogène comprise entre 1,4 et 1,5. Le coefficient de marge du bâtiment est donc égal à 1,4.

Les marges de redistribution d'efforts sont de 1,8 pour l'enceinte et la liaison avec le plancher margelle, mais seulement 1,5 pour le noyau. Pour un niveau de séisme supérieur à 1,5 SDD, la part d'effort supplémentaire affectée au noyau est redistribuée vers l'enceinte par le plancher margelle et les butées de liaison. Par conséquent, le niveau de résistance global du bâtiment, tenant compte des redistributions hyperstatiques, est une moyenne pondérée des valeurs obtenue pour les zones critiques. Le niveau de résistance global est évalué à 1,6 SDD (voir calcul au chapitre 9 de la note necs en réf (27)).

La marge « de ductilité » du bâtiment se traduit par un coefficient de comportement $q = 1,5$

➤ **la résistance du bâtiment reste assurée pour un séisme $1,6 \times 1,5 = 2,4$ SDD.**

La Figure 11 représente de façon schématique les marges globales du bâtiment :

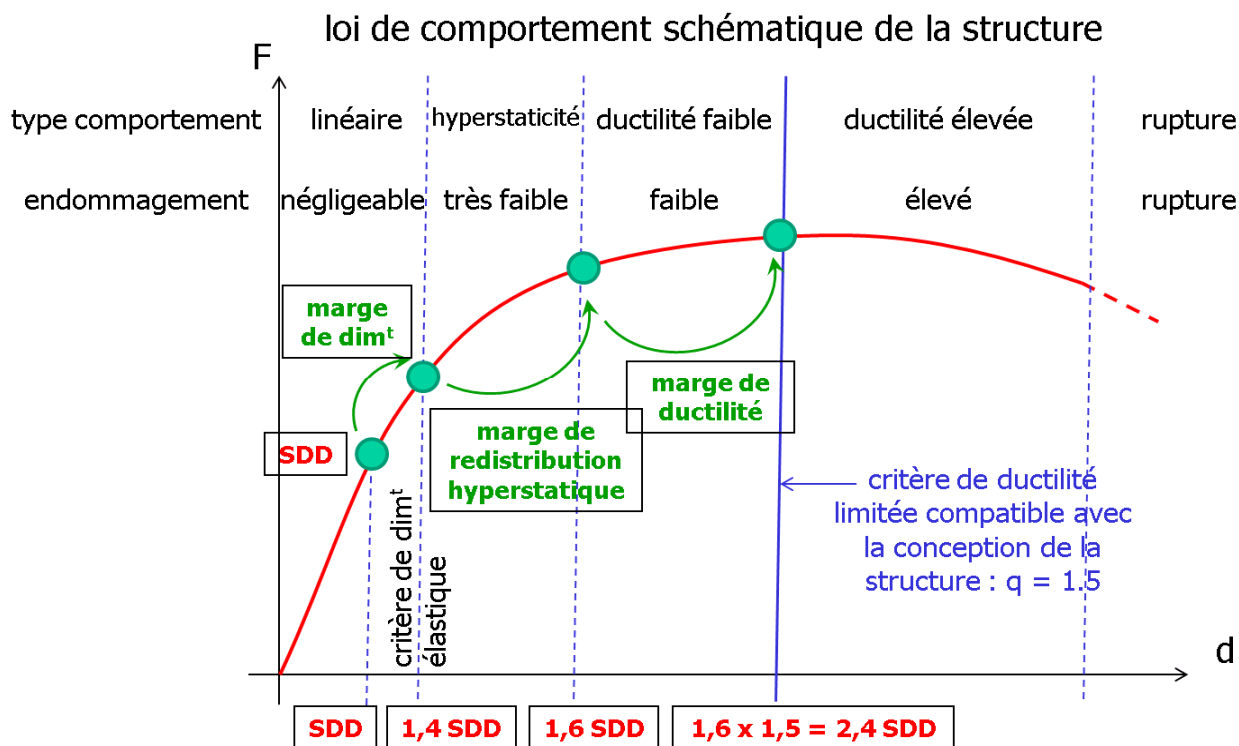


Figure 11. Représentation graphique schématique des marges globales du bâtiment

Pour mémoire, on signale ici deux autres sources potentielles de marge :

- Les calculs sont réalisés en considérant les valeurs caractéristiques minimales de résistance des matériaux. Les valeurs réalistes de ces résistances sont très probablement supérieures aux hypothèses prises en compte.
- Les incertitudes sur l'interaction sol-structure sont prises en compte en encadrant les propriétés moyennes du sol dans la fourchette forfaitaire $[2/3 G_{\text{moy}} ; 3/2 G_{\text{moy}}]$. Une meilleure connaissance de la variabilité spatiale des propriétés du sol pourrait permettre de réduire ces incertitudes.

Ces sources potentielles de marges sont bien réelles, mais ne peuvent être aisément quantifiées, à moins de réaliser des campagnes d'investigations complémentaires. Elles sont donc signalées pour mémoire, à titre indicatif.

3.2.1.9 Marge globale du bâtiment par rapport au spectre SMS RFS 2001 IRSN

La comparaison des spectres SMS RFS 81 et SMS 2001 IRSN effectuée au § 3.2.1.3 montre que l'on peut extrapoler les coefficients de marge en considérant que le SMS 2001 IRSN représente une sollicitation de 20 % supérieure ; le tableau suivant présente donc les coefficients de marge de résistance sous séisme du bâtiment RHF pour le spectre défini selon la RFS 2001-01 (spectre SMS RFS 2001 IRSN) extrapolés à partir des coefficients obtenus d'après le dossier de réévaluation :

Séisme	Critère		
	Elastique	Redistribution	Ductilité
SMS RFS 81 (SDD)	1,4	1,6	2,4
SMS RFS 2001 IRSN (extrapolation)	1,2	1,3	2,0

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 104 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

Le scénario de comportement sismique du bâtiment RHF peut donc être résumé comme suit :

- Jusqu'à un niveau de séisme égal à 1,2 SMS RFS 2001 IRSN le bâtiment RHF reste globalement dans le domaine élastique. L'endommagement prévisible de l'enceinte serait très faible, ce qui se caractérise par une fissuration réversible de la paroi, donc une perte d'étanchéité très faible.
- Jusqu'à un niveau 1,3 SMS RFS 2001 IRSN, la résistance du bâtiment RHF reste acquise en mobilisant sa capacité de redistribution hyperstatique des efforts, sans faire appel à un coefficient réducteur d'effort. Les plastifications de l'enceinte devraient néanmoins rester d'étendue et d'amplitude limitée, ce qui devrait se traduire par un endommagement très faible et une dégradation de l'étanchéité dont l'ampleur est difficilement quantifiable.
- Jusqu'à un niveau 2 SMS RFS 2001 IRSN, la résistance du bâtiment reste acquise en mobilisant les marges de ductilité de la structure. A ce niveau de sollicitation, l'endommagement devrait rester faible compte tenu de l'hypothèse de ductilité limitée. Cet endommagement se traduirait par une dégradation significative de l'étanchéité, dont l'ampleur reste difficilement quantifiable.

Conclusion sur l'enceinte béton et le confinement :

- au-delà du SMS et jusqu'à 1,3 SMS on considère que l'endommagement du confinement correspond à une augmentation d'un facteur 10 du taux de fuite (cela correspond au cas « petite brèche dans l'enceinte de confinement » au § 2).
- de 1,3 SMS à 2 SMS, correspondant également au niveau SMS+ σ , on considère que l'endommagement du confinement correspond à une augmentation d'un facteur 100 du taux de fuite (cela correspond au cas « moyenne brèche dans l'enceinte de confinement » au § 2).

Conclusion sur noyau central et le génie civil du canal 2 : la stabilité de ces deux SSC clés reste assurée jusqu'au niveau 2 SMS ; cette marge est donc suffisante pour qu'en deçà de ce niveau de séisme, ces éléments ne génèrent pas d'effet falaise.

Conclusion sur la cellule chaude : compte tenu de son comportement (cf. 3.2.1.7.5), la cellule chaude reste stable et n'est pas un agresseur des équipements situés dans l'enceinte béton.

3.2.2 Evaluation des marges pour les SSC clés et agresseurs type équipement

L'évaluation des marges pour les SSC clés et agresseurs de type équipement a été réalisée à partir des études disponibles. La démarche suivie est tout d'abord présentée, chaque équipement fait ensuite l'objet d'une fiche/tableau donnant la décomposition des marges et les éléments de justification tirés des notes existantes et/ou d'une analyse complémentaire effectuée pour les besoins de la présente étude. Enfin, un tableau récapitule l'ensemble des SSC et agresseurs type équipement et leur marge vis-à-vis du dimensionnement au séisme.

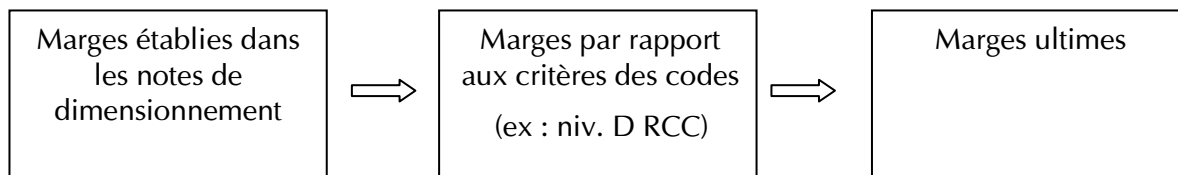
3.2.2.1 Principe d'évaluation des marges sur les équipements

Pour chaque équipement, les hypothèses et chargements ayant été retenus dans les études sont synthétisés. Si les notes de ces études de validation du dimensionnement de l'ensemble des composants mécaniques n'y font pas référence, nous établirons les marges disponibles vis-à-vis des limites de critères des codes : par exemple, selon les cas, on dressera les marges disponibles par rapport aux critères de niveau D du RCCM et non pas par rapport à des critères de niveau C, le respect des critères de niveau D justifiant a minima la stabilité de l'ouvrage considéré. En règle générale, aucun calcul ne sera réalisé pour la quantification de ces marges.

Enfin, sur la base de cette analyse, nous définirons la marge ultime de chaque composant tenant compte des marges disponibles vis-à-vis des critères des codes de dimensionnement, des conservatismes divers difficilement quantifiables mais néanmoins présents dans les études de dimensionnement (caractéristiques mécaniques souvent nettement supérieures aux caractéristiques réelles des matériaux, analyses le plus souvent basées sur des spectres transférés lissés-élargis

enveloppes des spectres réels, spectres établis sur les enveloppes de sol (prise en compte forfaitaire des incertitudes sur l'interaction sol-structure), spectres transférés établis sur la base d'un comportement fin du bâtiment réacteur...)

On peut résumer la démarche suivie à ce synoptique :



Cette marge ultime sera donc définie par la prise en compte d'un coefficient de :

- 1 pour les analyses non linéaires avec incursion dans le domaine plastique des matériaux.
- 1,5 sur les marges déterminées à l'aide des critères de niveau D des RCC pour tous types de matériels (supports, enceintes, tuyauteries...).
- 1,5 sur la marge déterminée par le règlement ETAG pour les chevilles.
- 1,5 pour les charpentes métalliques dimensionnées selon Cm66 et additifs 80.
- 1,3 sur les marges déterminées sur les assemblages vissés (soit en fait l'accroissement de contrainte pour l'obtention de la limite en rupture R_m pour la visserie selon RCC-M niveau D).

On rappelle les renforcements réalisés dans le cadre de la réévaluation sismique de l'installation vis-à-vis, notamment, du séisme :

A la suite du GP 2002, des études approfondies ont été lancées afin d'étudier de façon robuste le comportement du bâtiment réacteur, de concevoir et de valider des confortements afin de soulager les zones critiques. Par la suite, de très nombreuses analyses ont permis de connaître la réponse au séisme des équipements importants pour la sûreté. Les nouveaux équipements (tels que le CES) ou les renforcements apportés à ces équipements ont été validés sur la base de ces analyses et validés en utilisant des codes de dimensionnement éprouvés (RCCM notamment). Tous ces renforcements ont été mis en œuvre en conformité avec les cahiers de charges spécifiés.

3.2.2.2 Evaluation des marges sur chaque équipement

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :
Bloc pile : agresseur des doigts de gants – situation normale
Note de référence : Réf. (48) Spectres de dimensionnement : Spectres de sol dénommés CENG 92 amortissement 4 % Code de dimensionnement : ASME section III – division 1 – matériels de classe 1. Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale
ANALYSE DES MARGES
Comportement général de la structure : La note de calcul en réf. (48) fait ressortir un comportement modal relativement simple avec des modes fondamentaux bien marqués qui mobilisent environ 60 % de la masse totale de l'équipement tant en horizontal qu'en vertical. Les autres modes présents ne représentent que peu de masse participante. Comparaison spectres CENG 92 et RFS 2001 IRSN + RFS 81 : au niveau des modes fondamentaux et au niveau de la fréquence de coupure les spectres CENG 92 sont enveloppe d'environ 25 % - 30 %. Marges : Si l'on se base sur cette diminution des sollicitations actuelles de l'ordre de 25 % par rapport aux études de dimensionnement, on obtient alors les marges suivantes vis-à-vis du séisme SMS (critères de niveau D) : <i>Bidon réflecteur :</i> $144/120.6 \times 1,25 = 1,5$ (144 MPa étant la contrainte admissible et 120.6 MPa la contrainte effective) <i>Ancrages du bidon réflecteur :</i> $600/257 \times 1,25 \approx 3$

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 106 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

Marge ultime : $1,5 \times 1,5 = 2,2$

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Bloc pile : agresseurs des doigts de gants - situation hotte accostée (déchargement du combustible)

Note de référence : Réf. (49)

Spectres de dimensionnement : des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN- amortissement 4 %

Code de dimensionnement : ASME section III – division 1 – matériels de classe 1.

Méthode d'analyse : Analyse temporelle non linéaire (compte tenu de la non linéarité de comportement au niveau des points d'appui des jambes de force sur le cuvelage de la piscine)

ANALYSE DES MARGES

Comportement général de la structure : A partir de l'effort exercé par la hotte sur le bloc pile et de l'effort retenu pour le dimensionnement du bloc pile (chargement d'accostage pris en compte en 1992, note en réf. (48), on en déduit, très conservativement, que les critères de niveau D dans l'ensemble des composants du bloc pile sont vérifiés sous séisme réévalué + accostage.

Marges : Les zones les plus sollicitées sous ce chargement combiné sont des éléments du bloc tubulaire supérieur (canal V3, entretoise supérieure), le bloc pile présentant des marges de l'ordre de 1,7. La tenue des ancrages est largement assurée.

Marge ultime : la marge ultime disponible dans le bloc pile peut être évaluée à $1,7 \times 1,5 = 2,5$

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Arrêt d'urgence (SSC clé)

Note de référence : Partie mécanique réf. (48) – Pas de dimensionnement au séisme de la partie contrôle commande de l'arrêt d'urgence

Spectres de dimensionnement : Spectres de sol dénommés CENG 92 amortissement 4 %

Code de dimensionnement : ASME section III – division 1 – matériels de classe 1.

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale

ANALYSE DES MARGES

Comportement général de l'arrêt d'urgence : Les deux circuits de sécurité constituant la partie contrôle commande de l'arrêt d'urgence ne sont pas dimensionnés au séisme. La robustesse de l'arrêt d'urgence en cas de séisme repose sur le déclenchement des circuits de sécurité avant la phase forte du séisme note de justification réf. (50)

On rappelle que l'arrêt d'urgence est à sécurité positive, c'est-à-dire que tout défaut provoque la chute des barres de sécurité.

Pour la partie mécanique les notes de calcul en réf. (48) et (51) traitent le cas des fourreaux ainsi que les Barres de Sécurité faisant partie du composant bloc pile.

Comparaison spectres CENG 92 et RFS 2001 IRSN + RFS 81: au niveau des modes fondamentaux et au niveau de la fréquence de coupure les spectres CENG 92 sont enveloppe d'environ 25 – 30 %.

Marges : Si on se base sur cette diminution des sollicitations actuelles de l'ordre de 25 % par rapport aux études de dimensionnement, on obtient alors les marges suivantes vis-à-vis du séisme SMS (critères de niveau D) :

fourreaux des barres de sécurités : les marges disponibles sont de l'ordre de 1.9 pour les assemblages des fourreaux sur la cheminée et de 2.5 pour les fourreaux si on compare les contraintes obtenues dans la note (51) par rapport aux critères de niveau D ASME et sous séisme actuel.

Pour ce qui concerne les Barres de Sécurité, la contrainte maximale est de $128/1,25 = 102$ MPa (au niveau de l'embout) très inférieure à la limite de niveau C de la note de calcul de 208 MPa, soit une marge de 2.

Marge ultime : > 2

Page : 107 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Clapets de Convection naturelle, équipement de prévention de la fusion du cœur sous eau

Note de référence : Réf (48)

Spectres de dimensionnement : Spectres de sol dénommés CENG 92 amortissement 4 %

Code de dimensionnement : ASME section III – division 1 – matériels de classe 1

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale

ANALYSE DES MARGES

Comportement général : Les clapets de convection naturelle sont très peu sollicités

Comparaison spectres CENG 92 et RFS 2001 IRSN + RFS 81: au niveau des modes fondamentaux et au niveau de la fréquence de coupure les spectres CENG 92 sont enveloppe d'environ 25 - 30%.

Marges : En se basant sur les résultats de la note en référence, la marge disponible est de 8 par rapport à la limite élastique, sans tenir compte de la baisse de 25 % des sollicitations que donnerait l'application de la RFS 2001-01 et la RFS 81 par rapport aux spectres enveloppes retenus lors du dimensionnement du nouveau bloc pile.

Marge ultime : 8

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Clapet casse-siphon, équipement de prévention de la fusion du cœur sous eau

Note de référence : Réf (52)

Spectres de dimensionnement : Spectres de sol dénommés CENG 92 amortissement 4 %

Code de dimensionnement : ASME section III – division 1 – matériels de classe 1.

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale

ANALYSE DES MARGES

Comportement général : -

Comparaison spectres CENG 92 et RFS 2001 IRSN + RFS 81: au niveau des modes fondamentaux et au niveau de la fréquence de coupure les spectres CENG 92 sont enveloppe d'environ 25 - 30%.

Marges : Si on se base sur cette diminution des sollicitations actuelles de l'ordre de 25 % par rapport aux études de dimensionnement, on obtient alors les marges suivantes vis-à-vis du séisme SMS (critères de niveau C tout comme dans la note de dimensionnement d'origine) :

Une estimation des contraintes dans les piquages sur les collecteurs d'entrée et sortie en a été faite dans la note en réf (52).

La marge minimale ressort à : $160/87,3 \times 1,25 = 2,3$ vis-à-vis des critères de niveau C.

Marge ultime : La marge ultime est de 2,3. On postulera que l'on ne peut pas prendre de marge supplémentaire dans cette analyse afin de garantir l'opérabilité de ce casse-siphon, compte tenu des jeux faibles entre ce clapet et sa chemise.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 108 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Doigt de gants (SSC clé) – H3, H4, H5, H6-H7, H9, H10, H11, H12, H13

Note de référence : Réf (53)

Spectres de dimensionnement : des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4%

Code de dimensionnement : RCC-MX édition 2008 – Matériels de classe 1

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale sur la base d'une modélisation coque

ANALYSE DES MARGES

Comportement général : Les doigts de gant horizontaux H3, H4, H8, H5, H6-H7, H9, H10, H11 H12 et H13 ont fait l'objet d'une étude très fine en situations normale et accidentelle. La possible fragilisation due au flux neutronique a été prise en compte. Il ressort de cette étude que les Doigts de Gant disposent des marges confortables suivantes que l'on peut raisonnablement augmenter dans le cadre de cette évaluation en retenant les critères de niveau D et non plus de niveau C.

Marges : Avant irradiation : marge initiale minimale obtenue sur le DDG H12 = $108/56 = 1,9$

En se référant à des contraintes admissibles de niveau D, cette marge devient = $1,9 \times 126/72 = 3,2$

Note : 126/72 étant l'accroissement des contraintes admissibles pour passer du niveau C ($SmC = \min(1,35.SmA ; Re) = 72 \text{ MPa}$) au niveau D ($SmD = \min(2,4.SmA ; 0,7 \cdot Rm) = 126 \text{ MPa}$).

Après irradiation : marge initiale minimale obtenue sur les DDG H3, H4 et H8 = $112/204 = 1,8$.

En se référant à des contraintes admissibles de niveau D, cette marge devient = $1,8 \times 302/204 = 2,7$.

Le récapitulatif de toutes les marges pour les Doigts de Gant est présenté ci-après :

Doigt de Gant	Marge / niveau D irradiation négligeable	Marge / niveau D irradiation significative
H3, H4, H8	3,3	2,7
H5 (Zy4)	6,5	5,6
H6H7	4,1	4,1
H9 (Zy4)	9,6	6,8
H10	3,4	3,2
H11 (Zy4)	10,3	6,6
H12	3,2	3,9
H13	3,4	3,9

Ancrage des Doigts de Gant (vérification du bridage arrière) :

Dans la note de calcul de référence, la vérification des contraintes sous situation de séisme a été faite vis-à-vis des critères de niveau C également. On détermine la marge que l'on aurait en retenant les critères de niveau D :

Aussi, si l'on reprend le calcul du critère donnant la marge minimale sous séisme dans l'assemblage (contrainte circonférentielle dans la bride de maintien du doigt de gant), on obtient :

Marge initiale sous niveau C = $1,8.Sm/\sigma_{\theta C} = 1,8.120 / 170,2 = 1,27$

Marge sous niveau D = $1,27 \times 2,4/1,8 = 1,7$.

Il faut noter que la méthodologie de calcul de l'obtention des contraintes dans l'assemblage est pénalisante. Un calcul en retenant des hypothèses plus réalistes au niveau des caractéristiques des matériaux, des conditions d'appui... ferait apparaître des marges plus cohérentes avec celles obtenues sur les DDG.

De plus, la boulonnerie de ce bridage arrière faisant apparaître des contraintes admissibles largement supérieures à celles obtenues dans les brides (marge de 2,3 pour la goujonnerie de la bride de maintien de la manchette), la marge sur l'intégrité totale du bridage arrière pourrait être largement augmentée.

Conclusion pour les doigts de gant (hors H1H2) : La marge ultime pourrait être évaluée à $1,7 \times 1,5 > 2,5$ pour les brides et à $1,3 \times 2,3 = 3$ pour la goujonnerie et à 2,7 pour les DDG (pas de prise en compte de facteur de marge supplémentaire pour les DDG, en raison de la faible ductilité de l'alliage d'aluminium après irradiation).

Marge ultime : La marge ultime ressort globalement à **2,5**.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Doigt de gant H1/H2 (SSC clé)

Note de référence : Réf (54)

Spectres de dimensionnement : des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %.

Code de dimensionnement : ASME section III – Matériels de classe 1

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale sur la base d'une modélisation coque

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 110 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

ANALYSE DES MARGES

Comportement général : -

Marges : On obtient dans ce calcul une marge minimale de 1,27 au niveau C sur la plaque avant dans le cas où les nez sont supposés non intègres.

Dans le cas où les nez sont supposés rester intègres sous séisme, ce qui est plus probable compte tenu des résultats obtenus sur les autres DDG étudiés selon RCC-MX, la marge minimale est de 1,3.

En se référant à des limites de contrainte de niveau D, on obtient dès lors une marge de : $1,3 \times 126/95.4 = 1,7$ (126 étant la limite en contrainte en niveau D utilisée pour la vérification des DDG horizontaux avec RCC-MX).

Note : Il faut ajouter que, comme indiqué dans la note de référence, les contraintes obtenues sont pénalisantes car non linéarisées. La marge de 1,7 peut donc être considérée comme sous évaluée.

Marge ultime : La marge ultime peut être évaluée à $1,7 \times 1,5 > 2,5$.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Circuit primaire : Tuyauteries en piscine (SSC clé)

Note de référence : Réf (55)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %

Code de dimensionnement : RCC-M – matériels de classe 1.

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale

ANALYSE DES MARGES

Comportement général : -

Marges : La note de calcul analyse les contraintes obtenues dans les tuyauteries et les compare aux contraintes de niveau D du RCC-M. Il ressort de cette analyse que la marge minimale est de 2,1 pour le collecteur d'entrée (DN 400), supérieure à 4 pour le collecteur de sortie (DN 400), 1,7 pour le circuit CRAB (DN 40) et enfin 2,1 pour le circuit DRG (DN 80).

Cette note fait état de faiblesses dans les supports des collecteurs, supports qui sont liés au cuvelage inox de la piscine.

Une ré-analyse de cette étude a été faite en interne et il a été montré que les hypothèses retenues dans ce calcul étaient largement pénalisantes, en particulier au niveau des masses ajoutées sur les tuyauteries en piscine. De plus, compte tenu des faiblesses constatées sur les supports, ceux-ci ont été supprimés dans cette nouvelle analyse. Il en ressort que la marge sur les collecteurs est quasiment inchangée : le collecteur d'entrée a désormais une marge de 2,2. Celle du collecteur de sortie de 2,8. Les marges s'établissent à 1,6 pour le circuit DRG et 2,4 pour le circuit Crab.

Marge ultime : En adoptant un facteur de 1,5 pour la marge ultime, on obtiendrait donc, a minima, une marge de 2,4.

Page : 111 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Circuit primaire : Tuyauteries hors piscine (SSC clé)

Note de référence : Réf (56)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %

Code de dimensionnement : RCC-M – matériels de classe 1.

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale

ANALYSE DES MARGES

Comportement général : Toutes les tuyauteries du circuit d'eau lourde dont le diamètre (hors piscine) est supérieur à 70 mm ont été modélisées.

Marges : La note de calcul analyse les contraintes obtenues dans les tuyauteries et les compare aux critères de niveau D. Cette note montre que la marge minimale disponible sous séisme est de 1,2 pour les tuyauteries en acier inoxydable.

Cette note traite également des supports de ces tuyauteries. Cela concerne les profilés, les attaches soudées et boulonnées, ainsi que les chevilles.

Les tiges et écrous des supports des tuyauteries affichent une marge de 1,4 ; les soudures de ces supports : 1,2 (hors support S13-4 dans la salle B45) ; les ancrages par chevilles et les colliers de fixation des tuyauteries n'appelant pas de commentaires, les marges étant très élevées.

Compte tenu des dépassements constatés, des renforcements ont été apportés lors de la jouvence de tout le supportage du circuit D₂O. Une note interne (ILL NT 7-46 RMC 2007-055) évalue la tenue de ces composants modifiés selon les critères du RCCM niveau D et la marge est de 1,05 (cette marge est obtenue sur la boulonnerie et sur un profilé).

Les supports des échangeurs présentent une marge minimale de 1,3 (les contraintes admissibles sur les soudures peuvent être majorées à 125 x 1.66 par application du RCCM ZF 1370 ce qui fait que la soudure du support de l'échangeur auxiliaire ne constitue pas le composant le plus sollicité).

Les traversées de fond de piscine présentent de fortes marges.

Au final, pour ce qui concerne le circuit d'eau lourde hors piscine, la marge minimale par rapport aux critères des codes est de 1,05.

Marge ultime : La marge ultime est de 1,5 pour cette portion. Il est à noter qu'il s'agit là de la marge minimale sur tout le circuit d'eau lourde hors piscine et non pas un coefficient applicable à tout ce circuit.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Cuvelage de la piscine réacteur (SSC clé)

Note de référence : Réf (57)

Spectres de dimensionnement : Spectres RFS 81

Code de dimensionnement : RCC-M – matériels de classe 2.

Méthode d'analyse : Imposition de déplacements au cuvelage (sur la base de l'étude du bâtiment réacteur), en plus des chargements dus à la pression de l'eau et au poids propre.

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La marge obtenue sur le cuvelage est de 1,8 vis-à-vis des critères de niveau D. C'est un calcul pénalisant car les déplacements sont des chargements de type secondaire qu'il n'y a pas lieu de retenir dans une telle analyse.

Marge ultime : En retenant un facteur de 1,5 vis-à-vis des critères employés, la marge ultime est supérieure à 2,5.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 112 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Batardeaux du canal 2

Note de référence : Réf (58)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %

Code de dimensionnement : RCC-MR – matériels de classe 2.

Méthode d'analyse : Analyse limite

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La note de calcul analyse les contraintes obtenues dans le batardeau dans la configuration où le canal est plein d'eau et le canal 1 ou 3 est vide. Le chargement limite est alors déterminé et comparé aux critères de niveau D du code RCC-MR.

Il ressort de cette analyse que le critère sous séisme est respecté avec une marge de 1,6.

Marge ultime : La marge ultime est de 1,6

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Hotte de manutention en position refroidissement – Agresseur canal 2

Note de référence : Réf (59)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %

Code de dimensionnement : ASME section III – division 1 – matériels de classe 1.

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : Cette analyse prend en compte les nouveaux supports des hottes qui ont été renforcés. La vérification des contraintes dans les éléments de la hotte et dans les supports montre que tous les critères de niveau D sont vérifiés et que la marge minimale ressort à 1,05 au niveau des piquages de l'échangeur sur la hotte. En dehors de cette zone locale, les marges sont nettement plus confortables (1,3 sur la hotte).

Des vis présentent également de faibles marges (quelques %). Il s'agit de celles qui maintiennent les plots de désactivation en fond de canal

Marge ultime : La marge ultime minimale est de 1,3 pour cette portion (visserie des plots de désactivation). Cependant, la rupture de ces vis ne remettrait éventuellement pas la stabilité globale de la hotte du moment que la partie supérieure reste guidée par ses 2 pions. Une étude complémentaire en tenant compte de l'absence de cette liaison inférieure sur le plot de désactivation permettrait de statuer sur la marge ultime de cet équipement

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Caisson PV1 de la SFV – Agresseur doigts de gants

Note de référence : Réf (60)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %

Code de dimensionnement : Cm 66

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La vérification des critères est démontrée pour tous les profilés en acier inoxydable. Les bases des

Page : 113 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

montants sont en limite de critère (limite d'élasticité). La stabilité au flambement des bracons et contrevents est assurée avec une marge proche de 2.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Caisson PV1 de la SFV – Agresseur doigts de gants (suite)

ANALYSE DES MARGES

La vérification de la boulonnerie est assurée. Les vis d'ancrage du support dans le cuvelage de la piscine présentent une marge de 2,4 en retenant le critère pénalisant de la limite d'élasticité. Les vis d'ancrage du caisson sur le support ont une marge de 1,2.

Si l'on reprend la vérification de la structure par rapport aux critères de l'additif 80 du Cm66, on observe que la marge minimale s'élève à 1,6 pour les profilés.

Marge ultime : En raison du type d'analyse suivie, de la ductilité de la structure et du code de vérification employé dans l'étude précitée, on peut admettre un facteur 1,5 sur la tenue des profilés. La boulonnerie peut voir ses critères augmenter à la limite en rupture soit 700 MPa au lieu de 450 MPa. La marge dans les vis les plus sollicitées vaut donc 1,8. La marge sur le support du caisson PV1 vaut donc 1,8.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Charpente de soutien de la SFV – Agresseur doigts de gants

Note de référence : Réf (61) et (62)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %

Code de dimensionnement : Cm 66

Méthode d'analyse : Analyse temporelle non linéaire

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La vérification de la charpente a été réalisée sur la base d'une analyse temporelle compte tenu du comportement non linéaire de certains de ses composants tels que les amortisseurs mis en place pour la stabilisation des capacités et des pieds des capacités (appuis simples).

Suite à ces renforcements mis en place, la charpente est correctement dimensionnée. Les marges minimales sont de 1 (flexion locale de l'âme d'un poteau) et 1,2 pour les chevilles les plus sollicitées. Les amortisseurs sont dimensionnés avec au moins 1,25 fois l'effort maximal obtenu.

Marge ultime : La tenue ultime de la charpente est supérieure à 1,5.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Charpente de protection de la SFV – Agresseur doigts de gants

Note de référence : Réf (63)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %

Code de dimensionnement : Cm 66 + additifs 80

Méthode d'analyse : Analyse linéaire temporelle

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : L'objet de cette note est de valider des principes de renforcements de la charpente de protection de la SFV qui englobe géométriquement la charpente de soutien. Les renforcements proposés et validés dans cette note n'ont pas encore été mis en œuvre. Ceci a été identifié en tant que non-conformité au 30/06/2011 (cf. §3.1.4). Ces renforcements consistent principalement à renforcer des assemblages de la structure ainsi que les ancrages en pieds de poteaux. Des ajouts de maintien latéraux sur certains profilés sont également à réaliser afin d'assurer la stabilité de ceux-ci sous compression.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 114 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

Une fois que ces renforcements auront été réalisés, la marge minimale sera de l'ordre de 1 a minima.

Marge ultime : La tenue ultime de la charpente sera supérieure à 1,5.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Portique de manutention des hottes – Agresseur doigts de gants et canal2

Note de référence :

Spectres de dimensionnement :

Code de dimensionnement :

Méthode d'analyse :

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : Cet élément n'a pas été renforcé. Ceci a été identifié en tant que non-conformité au 30/06/2011(cf. §3.1.4)

Marge ultime :

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Circuit d'Eau de Secours (CES) – SSC clé

Note de référence : réf (64), (65), (66), (67), (68), (69)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 2 %

Code de dimensionnement : RCC-M - matériels de classe 2 pour la quasi-totalité du circuit et classe 1 pour la liaison avec la tpe IH1 (SAS et coude)

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La note de calcul analyse les contraintes obtenues dans la tuyauterie et son supportage charpente du casier et les compare aux contraintes de niveau B du RCC-M sous séisme.

Il ressort de l'analyse de toutes les notes validant le dimensionnement du circuit que la portion de tuyauterie la plus sollicitée est située dans l'espace annulaire avec une marge légèrement supérieure à 1 (ainsi que pour son supportage le plus contraint). Les platines, brides, chevilles sont également validées avec des marges parfois confortables.

L'analyse qui a été faite lors du dimensionnement est très conservative :

En effet, les critères utilisés sont ceux du niveau B (ou A pour la portion en niveau 1), alors que l'on pourrait les comparer à ceux du niveau D soit une marge de 1,66 pour les supports, de 2 pour les tuyauteries.

De plus le code permet de prendre en compte un abattement sur les moments d'origine sismique de plus de 2 par application du RB 3652 et RC 3654.

La prise en compte des caractéristiques moyennes des matériaux est également source de marge en lieu et place des caractéristiques minimales employées. Pour de l'acier inoxydable, cette marge est couramment de 1,3.

Pour ce qui concerne le moteur-pompe, celui-ci a été testé sur table vibrante avec une mise en route lors des vibrations. La conception robuste de cet équipement devrait permettre de fonctionner largement au-delà du séisme de dimensionnement.

Marge ultime : Compte tenu de tous les conservatismes employés dans la justification du circuit de renoyage, il est difficile de se positionner avec précision sur la marge ultime que pourrait supporter l'équipement. On peut raisonnablement fixer à plus de 2,5 cette marge.

Page : 115 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte – SSC clé- Traversée eau secondaire (B02).

Note de référence : Réf (70) et réf (71)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %

Code de dimensionnement : RCCM niveau 2

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La note de calcul analyse les contraintes obtenues dans les supports et dans les tronçons de tuyauterie et les compare aux contraintes de niveau D du RCC-M.

La partie qualifiée au séisme présente des marges très importantes tant au niveau des supports que des tronçons. La marge minimale vis-à-vis du code est de 2,8.

Les vannes ont fait l'objet d'un calcul manuel pour une accélération de 0,4 g et présentent des marges très importantes sous séisme.

Tenue du bâtiment enterré dans lequel se situent les vannes : le bâtiment abritant les vannes a fait l'objet de renforcements et de validations. La note de calcul en réf (71) a conclu au bon dimensionnement de ce local. La dalle surplombant les vannes possèdent de fortes marges sous séisme.

La prise en compte d'un coefficient de comportement (a minima de 1,5 pour ce type de bâtiment) permet de s'assurer de la non agression de la tuyauterie par le bâtiment. De plus la présence de soufflets souples permet de découpler le comportement de la tuyauterie du génie civil de bâtiment enterré. Les déplacements différentiels ne remettent pas en cause la tenue de la partie qualifiée au séisme.

Marge ultime : La marge ultime est supérieure à 3

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte – SSC clé- Traversée Sortie Ventilation (B20)

Note de référence : Réf (72)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %

Code de dimensionnement : RCCM niveau 2

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La note de calcul analyse les contraintes obtenues dans les supports, dans les tronçons de tuyauterie et les compare aux contraintes de niveau D du RCC-M.

La tenue du supportage de la traversée est largement assurée avec une marge sous séisme et sous inondation largement supérieure à 3 vis-à-vis des critères du code de dimensionnement. C'est également le cas pour ce qui concerne la tenue du tronçon de tuyauterie.

La vérification de la boulonnerie est faite à partir des torseurs enveloppes de l'ensemble des combinaisons accidentelles. La marge minimale sur l'ensemble des assemblages et pour tous les chargements est de 2,5. La marge est supérieure à 1,5 pour les ancrages chevillés du supportage dans le génie civil.

Si on ne se réfère qu'au séisme, les marges énumérées ci avant sont largement supérieures avec notamment une marge environ de 3 pour les chevilles du supportage au plafond.

Les faibles contraintes observées dans la portion de canalisation d'air ne remettent pas en cause la fermeture des clapets des vannes.

Marge ultime : la marge ultime est supérieure à 3 sans prendre en compte les sur-résistances potentielles.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 116 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte – SSC clé- Traversée fluides (S29/B56)

Note de référence : Réf (73)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %

Code de dimensionnement : RCCM niveau 2

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La note de calcul analyse les contraintes obtenues dans les supports, dans les tronçons de tuyauterie et la trémie et les compare aux contraintes de niveau D du RCC-M.

Sous séisme, la marge sur dans les tuyauteries est de 1,2. Il est possible d'utiliser l'abattement selon RC 3654 sur le chargement au séisme. On obtient dès lors une marge minimale de 1,45.

Pour ce qui concerne la tenue du supportage, on relève une contrainte de 152 MPa à comparer à un critère de 257 MPa, soit une marge de 1,7.

Pour la visserie des supports dont la tenue doit être assurée sous séisme, on relève un maximum de 148 MPa. Afin d'être moins conservatif que le critère retenu dans la note de calcul, on peut retenir $\sigma_{adm} = \min (Re, 0.7R_m)$ soit = 450 MPa. La marge vaut donc 3.

La marge minimale obtenue sur les ancrages chevillés dans le génie civil vaut 2.

Marge ultime : la marge ultime est supérieure à 2,1 (correspondant à 1,45 x 1,5).

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte – SSC clé- Porte cour à l'Anglaise

Note de référence : Réf (74)

Spectres de dimensionnement : Spectres RFS 81 amortissement 4 %

Code de dimensionnement : RCCM niveau 2

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La note de calcul analyse les contraintes obtenues dans les plaques, les supports de la porte et les compare aux contraintes de niveau D du RCC-M.

Comme indiqué ci avant, les spectres de dimensionnement retenus sous ceux découlant de l'application de la RFS 81. Le fait que le spectre RFS2001-01 n'apparaisse pas dans la note de modifie pas les conclusions de la note de référence compte tenu des modes propres de la structure (rigide dans les directions X et Z et 13 Hz dans la direction perpendiculaire à la porte).

Sous séisme, les marges obtenues sont très importantes pour tous les constituants de la traversée (porte, porte galets) : environ 4. Pour la visserie, les marges sont confortables également (on peut retenir une contrainte admissible de 560 MPa correspondant au critère de niveau D, pour une valeur de contrainte pénalisante de 171 MPa), soit plus de 3.

Marge ultime : la marge ultime est supérieure à 3.

Page : 117 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte – SSC clé- Traversée eau lourde (B02)

Note de référence : Réf (75)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %

Code de dimensionnement : RCCM niveau 2

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La note de calcul analyse les contraintes obtenues dans les tuyauteries, supports ... et les compare aux contraintes de niveau D du RCC-M.

Sous séisme, la marge minimale en regard des critères du code, s'élève à 1,6 pour les tuyauteries. Les profilés support des tuyauteries ont une marge importante (supérieure à 4). Les chevilles ont une marge de 1,2. Les platines sont affichées en limite de critère.

Cependant, ce dernier calcul (cheville compris) est trop pénalisant car il s'appuie sur une accélération à 1,5 fois le pic du spectre or l'ensemble va voir l'accélération sous la fréquence de 13 Hz (mode principal). En reprenant le calcul analytique sous cette accélération (plus l'effet de fond) et en recalculant la contrainte de flexion de façon moins conservatrice que dans la note, on obtient une contrainte de 175 MPa. Cette contrainte est à comparer avec le critère 3.Sm soit 345 MPa. La marge est ainsi de 2. Pour les chevilles, la marge minimale passe à 1,5.

Les marges dans les joints soudés et la visserie sont très confortables.

Marge ultime : la marge ultime, donnée par les chevilles, est de $1,5 \times 1,5 = 2,25$.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte – SSC clé- Porte à camion niveau C

Note de référence : Réf (76) + Réf (77)

Spectres de dimensionnement : Spectres RFS 81 amortissement 4 %

Code de dimensionnement : RCCM niveau 2

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La note de calcul analyse les contraintes obtenues dans les plaques, les supports de la porte et les compare aux contraintes de niveau D du RCC-M.

La non prise en compte des séismes de la RFS 2001-01 ne remet pas en cause les conclusions de la note de calcul de référence car les fréquences propres (au dessus de 11 Hz) sont situées dans la zone de fréquence où les séismes de la RFS81 sont enveloppes.

Sous séisme, les conclusions de la note de référence sont les suivantes : les supports supérieurs présentent des surcontraintes. Le rail support est en limite de critère tout comme les platines support. Les axes présentent une marge de 1,5, la visserie de 1,6 et la porte de $360/92 = 3,9$.

Compte tenu des surcontraintes relevées dans les supports des galets, des renforcements ont été faits à ce niveau (nouveaux supports). La vérification de ces nouveaux porte-galets a été faite dans la note interne citée ci avant. On obtient dès lors une contrainte maximale dans les cordons de soudure de $(22878/42783) \times 186,3 = 100 \text{ MPa} < 274 \text{ MPa}$ soit une marge de 2,7. De façon analogue, la contrainte dans la chape est $89 \text{ MPa} < 245 \text{ MPa}$ soit une marge de 2,8.

Si la porte et ses porte galets présentent des marges très confortables, le supportage vertical de cette porte ne laisse pas de marge vis-à-vis des critères du code. Cependant, même en cas de dommage importants sur ce supportage vertical, la porte ne s'effondrerait pas compte tenu des marges importantes dans ses porte-galets et dans la porte elle-même. Tout au plus, elle pourrait venir à terre sur son flanc inférieur, ce qui se traduirait par une perte d'étanchéité probable mais néanmoins limitée.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 118 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

Marge ultime : la marge ultime est de 1,5

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte – SSC clé- SAS matériel et personnel

Note de référence : Réf (78)

Spectres de dimensionnement : Spectres RFS 81 amortissement 4 %

Code de dimensionnement : RCCM niveau 2

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale puis pseudo statique

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La note de calcul analyse les contraintes obtenues dans les plaques, les supports de la porte et les compare aux contraintes de niveau C du RCC-M.

La non prise en compte des séismes de la RFS 2001-01 ne remet pas en cause les conclusions de la note de calcul de référence étant donné le comportement très rigide de l'ensemble sas matériel + sas personnel. Le spectre RFS81 est largement supérieur au spectre RFS2001-01 à haute fréquence.

Sous séisme, les conclusions de la note de référence sont les suivantes : les marges sont très confortables pour les gonds et les plaques constituant les équipements (marges minimales de 3,5 par rapport à des critères de niveau C). Les éléments les plus sollicités sont les soudures des gonds du sas matériel avec une marge affichée de 1,05. Cependant, il s'agit d'un calcul pénalisant car on pourrait retenir une majoration de la contrainte admissible de 1,66 en niveau D conformément au Z F 1324. On obtiendrait donc une marge de 1,7.

Pour les Sas aux niveaux supérieurs (niveaux C1 et D), les marges sont supérieures aux marges énumérées ci-dessus pour le sas matériel.

Marge ultime : la marge ultime est de 1,5 x 1,7 soit 2,5.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte – SSC clé- Traversée hélium

Note de référence : Réf (79)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %

Code de dimensionnement : RCCM niveau 2

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale puis pseudo statique

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La note de calcul analyse les contraintes obtenues dans les plaques, les supports de la porte et les compare aux contraintes de niveau D du RCC-M.

Sous séisme, les conclusions de la note de référence sont les suivantes : les marges sont très confortables pour tous les constituants de la traversée : trémie (mini > 10), tuyauteries (mini 3,9), supports (mini 10), soudures (mini 4) et chevilles (1,7).

Concernant les chevilles il s'agit d'un calcul pénalisant car il a été retenu un effort de traction double. La marge serait plus raisonnablement de 2,7 sur les ancrages par chevilles.

Marge ultime : la marge ultime est de 1,5 x 2,7 soit 4.

Page : 119 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte – SSC clé- Traversées des guides neutroniques sortants de H1H2 (niveau C)

Note de référence : Réf (80)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %

Code de dimensionnement : RCCM niveau 2

Méthode d'analyse : Analyse pseudo statique aux pics de spectre

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La note de calcul est basée sur une modélisation par éléments finis de la traversée et de ses divers composants. On analyse les résultats obtenus et on les compare aux critères de niveau D du RCC-M.

Sous séisme, les conclusions de la note de référence sont les suivantes : les marges sont de l'ordre de 1,2 pour le carter le plus sollicité.

Le calcul est très pénalisant car basé sur les accélérations aux pics des spectres alors qu'il s'agit d'un équipement relativement rigide. Une reprise du calcul a donc été faite selon une analyse modale spectrale (amortissement 4%) et combinaison CQC et prise en compte de la masse manquante à la fréquence de coupure. Il en ressort que la marge minimale s'établit à 1,5. Cette marge peut être considérée comme un strict minimum compte tenu des hypothèses pénalisantes retenues pour la modélisation.

Par ailleurs, les ancrages des massifs béton dans la dalle du niveau C sont vérifiés avec de fortes marges (cf. (81)) et ce, dans des conditions de calcul très pénalisantes (accélérations statiques de 1 g dans chaque direction)

Marge ultime : la marge ultime est de 1,5 x 1,5 soit 2.25..

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte – SSC clé- Traversées des sources (niveau C1)

Note de référence : Réf (79)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %

Code de dimensionnement : RCCM niveau 2

Méthode d'analyse : Analyse pseudo statique

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La note de calcul est basée sur une modélisation par éléments finis de la traversée et de ses divers composants. On analyse les résultats obtenus et on les compare aux critères de niveau D du RCC-M.

Sous séisme, les conclusions de la note de référence sont les suivantes : la ligne de tuyauterie la plus sollicitée est la ligne hélium HP $\Phi=168$ mm avec une marge supérieure à 6. Le support qualifié présente de très grosses marges de dimensionnement. La plus petite marge concernant le supportage correspond à une soudure d'un support secondaire (marge présentée supérieure à 2). Cependant le critère est très pénalisant et peut être multiplié par 1,66 en conformité avec les règles de l'annexe ZF 1370 du RCC-M. La marge minimale pour le support ressort donc à 3,3. La trémie présente également des marges très élevées.

La marge minimale de cet équipement se situe a priori au niveau des ancrages par chevilles. Cependant, là aussi le calcul retenu est très pénalisant. Une reprise de celui-ci amène selon le logiciel du fournisseur de chevilles Hilti à avoir une marge supérieure à 3 (traction) et supérieure à 5 (traction et cisaillement combiné).

Marge ultime : la marge ultime est supérieure à 3

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 120 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte – SSC clé- Traversées d'entrée ventilation

Note de référence : Réf (82)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %

Code de dimensionnement : RCCM niveau 2

Méthode d'analyse : Analyse pseudo statique

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La note de calcul est basée sur une modélisation par éléments finis de la traversée et de ses divers composants. Les résultats obtenus sont comparés aux critères de niveau C du RCC-M.

Dans la tuyauterie d'entrée d'air, les marges sont très confortables (supérieures à 3). La marge dans les éléments secondaires tels que les platines peut être évaluée selon le niveau D du RCC-M à 1,8 au minimum.

La marge minimale de l'équipement se situe au niveau des chevilles d'ancrage dans le génie civil avec une marge affichée de 1,3.

Les faibles contraintes observées dans la portion de canalisation d'air ne remettent pas en cause la fermeture des clapets des vannes.

Marge ultime : la marge ultime est de l'ordre de $1,3 \times 1,5 = 2$

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Bâtiment ILL4 – Agresseur enceinte béton

Note de référence : réf (83)

Spectres de dimensionnement : Spectre RFS 2001-01 ILL

Code de dimensionnement : Règles PS92, BAEL 91, Eurocodes

Méthode d'analyse : Analyse des marges du dossier de dimensionnement existant et calculs divers

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : Cette note élaborée par la société qui a étudié le comportement du bâtiment bureaux ILL4 recense les conservatismes pris en compte et quantifie les marges disponibles.

Marge ultime : la marge ultime est largement supérieure à 2,5. Le risque d'entrechoquement du bâtiment réacteur est écarté compte tenu des marges disponibles sur les déplacements et le joint présent entre les 2 ouvrages.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Prise d'air frais ILL5A – Agresseur enceinte béton

Note de référence : Réf (84), (85), (86), (87)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 7 %

Code de dimensionnement : BAEL + Cm66

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : Le comportement du bâtiment ILL5A fraîchement renforcé a été analysé finement dans les notes de calcul en références. Les calculs sont basés classiquement sur une analyse modale spectrale sur l'enveloppe des séismes découlant de la RFS 81 et de la RFS 2001-01 sous 7 % d'amortissement (structure boulonnée). Les autres chargements tels que la poussée des terres, charges d'exploitation... ont été pris en compte dans les calculs menés

Page : 121 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

conformément au BAEI et Cm66.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Prise d'air frais ILL5A – Agresseur enceinte béton (suite)

ANALYSE DES MARGES

Pour rappel, les renforcements concernent la mise en place de palées de stabilité, de micro-pieux, de renforcement d'assemblages et d'élargissement du joint avec l'ILL5.

Les éléments dimensionnant concernent la superstructure mixte et notamment les éléments de structure métallique (marge légèrement supérieure à 1 pour un poteau et pour les assemblages boulonnés de la charpente au niveau supérieur).

La structure possède des marges importantes vis-à-vis de l'agression de l'enceinte métallique (plus de 3 de marge sur le déplacement). Il y a eu un élargissement du joint entre les 2 ouvrages lors du renforcement du bâtiment Prise d'Air Frais (élargissement porté à 150 mm).

Marge ultime : la marge ultime est environ de 1,5

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Pont polaire niveau D – Agresseur enceinte béton

Note de référence : Réf (88), (89), (45)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 7 %

Code de dimensionnement : Cm66 + additif 80

Méthode d'analyse : Analyse modale spectrale

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : Pour ce qui concerne le pont, afin qu'il ne soit pas un agresseur potentiel de cette enceinte, il faut que les butées de stabilisation et les poutres centrales soient capables de supporter le séisme majeur.

Les systèmes mis en place disposent de marges :

On a une marge minimale sur le bloc de stabilisation de 1,6 au niveau des attaches de la poutre avant.

Marge sur l'effort de dimensionnement :

Dans les calculs de détermination de l'effort au niveau des appuis néoprènes, il avait été retenu un coefficient de frottement à l'interface caoutchouc/béton de 0.3.

Lors de l'instruction du dossier du pont polaire, nous avons tracé l'évolution de l'effort de compression (90) et de l'effort de cisaillement en fonction du coefficient de frottement (91).

Si on retient un coefficient de frottement de 0.6 (valeur inférieure aux résultats d'essais qui montrent un coefficient de 0.75 environ d'après Re 7C 62 T 004), on obtiendrait par la même procédure de détermination qui a prévalu pour l'étude du pont, un effort de compression de 630 kN et un effort de cisaillement de 197 kN.

Rappel des efforts de dimensionnement : 682 kN et 212 kN ce qui fait une différence respectivement de 8 et 7 %, mais ces 2 efforts ne sont pas concomitants car proviennent de configurations différentes : 630 kN obtenus pour le séisme 1997 proche avec chariot excentré et 20 T de charge, et 200 kN pour le séisme 1997 lointain chariot excentré chargé à 20 T.

Pour résumer, si on a une marge minimale de 8% sur l'effort de compression, on a alors une marge de 30 % mini en cisaillement. Si on a une marge minimale de 7% sur l'effort de cisaillement, on a alors une marge sur l'effort de compression proche de 30 %.

Si on reprend le calcul amenant à une marge de 1,6 dans l'attache avec ces efforts issus de la prise en compte d'un coefficient de frottement de 0.6 et efforts réalistes (et non pas les maxi non concomitants), on obtient une marge de 2 pour cet assemblage.

La poutre GC de l'enceinte au niveau du pont a été vérifiée avec une marge de 1.6. Il s'agit donc d'un ordre de grandeur similaire aux marges constatées dans le fût de l'enceinte.

L'effort de dimensionnement pour le GC est proche de l'effort réel de 682 KN.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 122 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Pont polaire niveau D – Agresseur enceinte béton (suite)

ANALYSE DES MARGES

On en reste à une marge minimale de 1.6 qui serait augmentée par la prise en compte d'un coefficient réducteur d'effort qui a été évalué à 1.5 dans le cadre de la détermination des marges ultimes du bâtiment réacteur.

Le chariot du pont ne peut agresser l'enceinte. Cependant son analyse est effectuée ci après :

Le chariot et les poutres de roulement du chariot, bien que sollicités, disposent de marges. Vis-à-vis des critères de l'additif 80, le chariot présente localement une marge de 1,1. Pour les poutres support du chariot, il a été montré en effet durant l'instruction du dossier que ces poutres de roulement peuvent présenter localement des surcontraintes ($R_e = 355 \text{ MPa} < 485 \text{ MPa} < 532 \text{ MPa} = 1,5 \times R_e$) mais néanmoins acceptables, les conditions d'appui sur un seul rail étant considérées comme très conservatives et les autres éléments participant au supportage du chariot étant vérifiés : la boulonnerie est correctement dimensionnée (marge de 1,4 vis-à-vis des critères des normes), plaques d'about vérifiées.

Cas où le pont est en rotation lors de la phase de séisme : Note de référence (92)

Ce cas n'a pas encore été complètement étudié mais un prédimensionnement en a été fait afin de juger de la validité de la solution envisagée. Le projet de renforcement envisagé consistera à implanter des pions de cisaillement sur les galets tangentiels de façon à ce que le couple dû à ces efforts excentrés ne puisse pas remettre en cause ni le sommier ni la liaison boulonnée poutre-sommier, ni le fonctionnement normal du pont. Dans cette situation particulière de calcul, le pont impacterait le corbeau du pont au niveau des patins. Dans cette configuration non stabilisée, le séisme pris en considération est le séisme SMHV. L'effort que verrait alors le pont serait de l'ordre de l'effort de dimensionnement des butées. L'effort vu par le bâtiment serait lui de l'ordre de 1,15 MN.

Sous séisme SMS, les efforts seraient majorés de 15 % environ.

Pour répondre donc à la question relative aux marges ultimes sous SMS, on aurait donc dans la configuration où le pont n'est pas stabilisé par ses butées, une marge de l'ordre de 1,7 sur la partie mécanique et de 1,2 pour la tenue du génie civil.

Marge ultime : Pont stabilisé par ses butées, la marge ultime est supérieure à 2 pour les éléments assurant la non agression de l'enceinte en béton. Pont non stabilisé, elle est de 1,2.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Enceinte métallique – Agresseur enceinte béton

Note de référence : Réf (93)

Spectres de dimensionnement : Enveloppe des Spectres RFS 81 et RFS 2001 IRSN amortissement 4 %

Condition de pression dans l'enceinte : l'espace annulaire est supposé à la pression atmosphérique.

Code de dimensionnement : RCCMR

Méthode d'analyse : Analyse non linéaire de tenue au flambement

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La note de calcul en référence a déterminé une marge sur le niveau de séisme qui pourrait entraîner une ruine par flambage global de l'enceinte métallique. Cette analyse a été menée sur les bases suivantes :

- Chargement sismique pris en compte par des accélérations pseudo statique équivalentes prises au pic du spectre
- Chargement appliqué sur une structure prenant en compte les imperfections géométriques de l'enceinte (après relevés par géomètre)
- Analyse non linéaire itérative incrémentale.

Il avait alors été établi que le facteur de charge minimal s'élevait à 1.35. Des calculs complémentaires ont pu mettre en évidence la robustesse des ancrages de l'enceinte dans le Génie Civil.

Ce calcul était basé sur un chargement sismique conservatif par rapport à celui qui prévaut désormais (spectres

Page : 123 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

transférés d'origine IOSIS).

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

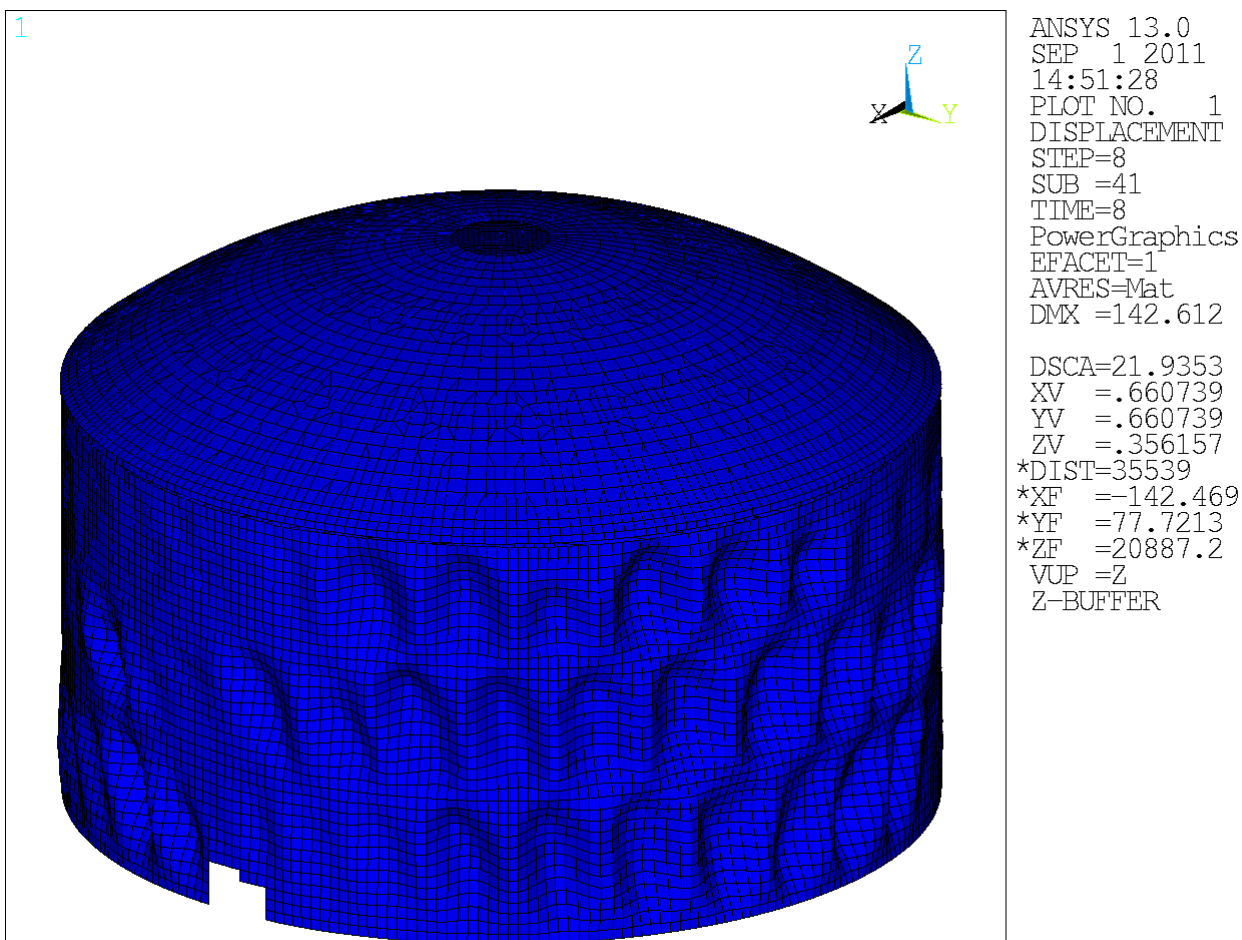
Enceinte métallique – Agresseur enceinte béton (suite)

ANALYSE DES MARGES

Dans le cadre de ces Stress Tests, nous avons repris le calcul en considérant le spectre sismique transféré en périphérie du niveau C et en considérant également une inclinaison des raidisseurs du fût de l'enceinte de 25 mm (cf. (94) et (95)). La combinaison de charge appliquée est celle qui entraînait la plus faible marge sur le calcul initial. Les autres hypothèses sont identiques (modèle initial déformé, prise en compte de la pression due au vent).

Le résultat des calculs montrent que la marge obtenue est 1,6

Une vue de la déformée obtenue sous le chargement Poids Propre + Pression du vent + 1,6 SMS est présentée ci-dessous :



Modele Principia – raidisseurs -25 mm PP+pressionV+1.6 SMS

Marge ultime : Sous séisme et enceinte à la pression atmosphérique, la marge ultime est environ de 1,6. Cependant, même en cas de flambement de l'enceinte, il est peu probable que celle-ci agresse fortement le génie civil. L'enceinte métallique, relativement souple, agresserait l'enceinte GC au niveau de la ceinture de retombée, zone relativement massive. De plus la masse de l'enceinte métallique est faible en regard de celle en béton. Des calculs de justification pourraient être entrepris afin de valider ce jugement.

Dans le cas où l'enceinte est sous pression nominale (135 mbar), la tenue de l'enceinte au séisme ne devrait pas poser de problème particulier, puisque cette pression fait que le fût de l'enceinte est toujours en traction. Une trentaine de mbar suffisent à compenser l'effet du poids propre de cette enceinte.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 124 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Tenue du bâtiment PCS

Note de référence : (96)

Chargement sismique : spectres découlant de l'application de la RFS 81 (spectres de 1997)

Méthode d'analyse : analyse modale spectrale

Code de dimensionnement : BAEL

ANALYSE DES MARGES

Comportement général :

Marges : La note de calcul en référence analyse le comportement de la structure partiellement enterrée à l'aide d'un modèle « brochette ». Les raideurs et amortissements ont été pris en compte à l'aide de la méthode de Deleuze. Les amortissements ont été volontairement pris inférieurs ou égaux à 20 %.

Le cas de séisme de référence n'est pas dimensionnant vis-à-vis de la tenue du bâtiment. La marge obtenue sur les voiles en cisaillement assurant le contreventement de la structure est très importante. En l'état actuel de la note de calcul, il n'est pas possible de se prononcer sur la marge ultime au séisme dont disposerait le bâtiment. Cependant, en utilisant un avis d'expert, la marge disponible devrait être supérieure à 2.

Marge ultime : La marge ultime est supérieure à 2.

3.2.3 Analyse des marges dans le cadre d'un walkdown

Un walkdown a été effectué les 12 et 13 septembre 2011 afin d'estimer des marges, d'une part, pour les équipements n'ayant pas fait l'objet d'une étude de dimensionnement au séisme, et d'autre part, pour certains équipements déjà étudiés mais pour lesquels nous souhaitions avoir l'avis d'experts. L'ILL s'est adjoint le concours de deux experts reconnus dans le domaine du génie parasismique, - Pierre SOLLOGOUB (PS consultant) et Martin KOLLER (Société Résonance en Suisse). Le rapport de ces deux experts est à paraître. Il a été décidé de classer les équipements en quatre catégories, en demandant aux experts de se positionner par rapport à deux objectifs : la tenue au SMS et une marge d'au moins un facteur 2 par rapport au SMS (dit niveau SMS+ σ cf § 3.3.1.5) :

- Catégorie 1 : les experts sont sûrs que l'objectif est atteint
- Catégorie 2 : les experts sont confiants que l'objectif est atteint, mais un calcul est recommandé pour s'en assurer
- Catégorie 3 : les experts ne peuvent pas se prononcer, une étude est nécessaire
- Catégorie 4 : les experts sont sûrs que l'objectif n'est pas atteint, des renforcements sont nécessaires

Les experts se sont prononcés sur la base de visites de terrain associées aux présentations techniques de l'expert mécanicien de l'ILL. Des plans et les études de dimensionnement (lorsqu'elles existaient) leur ont été présentés à leur demande. En règle générale, les experts se sont posé la question de savoir si un facteur de comportement de $q=2$ était défendable. Si c'était le cas, ils ont conclu que l'élément tenait en cas de SMS + σ , si la tenue au SMS selon les règles nucléaires classiques était assurée.

Le tableau suivant présente les résultats de l'expertise, étant entendu qu'un rapport plus détaillé, comportant des arguments techniques sera édité :

Equipement	Catégorie		Commentaires
	SMS	SMS+ σ	
Portique	2	3	Le portique ne bascule pas en SMS. En SMS+ σ , un calcul simple (formule de Betbeder) montre qu'on a un facteur 2 de marge par rapport au basculement. Le décollement étant difficile à gérer, un renforcement est nécessaire à terme
Hotte au plot de refroidissement	1	3	Etude à réaliser en SMS + σ sur l'accroche en fond du canal 2
Poste d'entretien des hottes	4	4	Etude à faire – le chariot ne tombera pas si la structure tient
Pont niveau D : chute du chariot	1	2	Le chariot ne peut pas dérailler latéralement pour des raisons géométriques Sous SMS+ σ , vérifier la contrainte sur le rail sous poids propre et séisme
Charpente de soutien SFV	1	2	Voir où sont les éléments déterminants dans la note de calcul ; si ce ne sont pas les nœuds de la structure, catégorie 1 sous SMS+ σ
Charpente de protection SFV	4	4	Les renforcements déjà prévus au SMS garantiront probablement SMS+ σ
Platelage	1	1	Sécurisé contre la chute
Condenseur SFV	1	1	
Expérience PF2	4	4	Pas d'ancrage des structures ; a priori les déplacements ne provoqueraient pas d'agressions. Il faut ancrer.
Prise d'air frais	1	3 ou 4	Enlever masse en haut si possible ; souder l'assemblage du haut, éventuellement ajouter des diagonales avec amortisseur au « rez ».
Cheminée	1	1	Facteur q=2 défendable
EG Caissons filtres Gaines B40 Ventilateurs Gaines B20 Vannes LZ5/LZ6	1 1 3 1 3	S.O	Pour une tenue au SMS et compte tenu de la durée de vie limitée du circuit, il suffit de renforcer l'ancrage des ventilateurs et des vannes LZ5/LZ6. Une étude pour cela n'est pas nécessaire.
PCS	1	1	Facteur q=2 défendable
Pont niveau C	2	2 ou 3	Vérifier les fixations du rail et l'axe de rotation
Casemates primaires	4	4	Il n'y aura pas écroulement, mais chute de blocs probable
Enceinte métallique	1	2	En SMS+ σ , elle se pose dans le pire des cas sur l'enceinte béton sans l'endommager ;

			mais un calcul en déplacement montrera probablement qu'elle reste stable.
--	--	--	---

Compte tenu des résultats de cette expertise, il sera considéré dans ce qui suit que les éléments classés en catégorie 1 et 2 sous SMS tiennent au SMS et que les éléments classés en catégorie 1 et 2 sous SMS+ σ présentent une marge d'un facteur 2. Bien entendu, les études de vérifications nécessaires pour les éléments en catégorie 2 seront effectuées, mais avec une priorité inférieure à celle des éléments classés en 3 ou 4.

3.2.4 Tableau récapitulatif des marges

Le tableau suivant donne les marges ultimes sous séisme de tous les SSC clés et agresseurs par rapport au spectre SMS RFS 2001 IRSN. Le coefficient de marge s'applique directement au spectre.

Ouvrage	Marge Ultime sous séisme (SMS RFS 2001-01 IRSN)
Enceinte béton	De 1 à 1,3 (taux de fuite x 10) De 1,3 à 2 (taux de fuite x 100) 2 (stabilité)
Génie Civil Canal 2	2
Collecteur D2O	2,4
Arrêt d'urgence	2 (BS)
EG	<1
Cheminée	2
Circuit renoyage hotte	<1
Ponte d'urgence	<1
Doigts de Gant	2,5
Tuyauteries en piscine	2,4
Tuyauteries hors piscine	1,5 (1)
Cuvelage canal 2	>2
Batardeaux canal 2	1,6
Vannes de Sécurité	<1
IE : Traversée Drac	>2,5
IE : Traversée sortie ventilation	3
IE : Traversée des fluides	2,1
IE : Porte cour à l'anglaise	3
IE : Traversée eau lourde	2,25
IE : Porte à camion	1,5
IE : Sas	2,5
IE : Traversée Hélium	4
IE : Traversée guides neutroniques (H1H2)	2,25

Ouvrage	Marge Ultime sous séisme (SMS RFS 2001-01 IRSN)
IE : Traversée sources	>3
IE : Traversée entrée ventilation	2
Génie civil ILL4	>2,5
Bloc pile Hotte accostée	2,5
Bloc Pile	2,2
Hotte de manutention	1,3
Caisson PV1	1,8
Charpente de soutien	2
Charpente de Protection	<1
Portique de manutention des hottes	>1
Circuit d'eau de secours	>2,5
Bâtiment ILL5A Prise d'Air Frais	1,5
Pont Polaire stabilisé	>2
Pont polaire non stabilisé	1,2
Enceinte métallique	1,6
Bâtiment PCS	>2
Condenseur	2
Pont niveau C	1
Poste d'entretien des hottes	<1
Casemates primaires	<1
Circuit de renoyage des hottes	<1
Platelage	2
Expérience PF2	<1
Cuvelage piscine **	2,5

* IE : Isolement d'enceinte

** Elément étudié mais non identifié comme SSC clés

(1) : valeur minimale sur tous les composants de l'ouvrage considéré

3.3 Evaluation de la robustesse de l'installation et propositions de renforcement

3.3.1 Caractère « plausible » des niveaux d'accélération du sol produisant les effets falaise

Dans le cadre de l'instruction de la méthodologie pour cette présente évaluation complémentaire de la sûreté, l'ILL a pris l'engagement « d'analyser le caractère plausible/envisageable des niveaux de séisme » générant un effet falaise, « en considérant l'état des connaissances sur les données d'entrée et les incertitudes inhérentes à l'évaluation de l'aléa sismique ». Cet engagement, pris dans un contexte temporel très contraint ne nous ayant pas permis de nous tourner rapidement vers des spécialistes pour en juger la portée, s'avère être un exercice difficile : notre point de vue aujourd'hui est qu'il ne peut relever de notre seule responsabilité et qu'il aurait certainement dû être réalisé par un groupe d'experts, de manière homogène pour toutes les installations soumises à la réalisation de ces études ; en effet, il conduit inévitablement à devoir faire, entre autres, une analyse critique de la

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 128 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

méthodologie de définition de l'aléa sismique préconisée par l'autorité de sûreté dans la RFS 2001-01, car ce sont autant les hypothèses prises pour l'application de cette méthode que la méthode elle-même qui sont porteuses d'incertitudes.

Par ailleurs, la notion de « plausible » n'est pas quantifiable et comporte donc un certain flou : quel est le niveau de probabilité d'occurrence à partir duquel considérer qu'un niveau de séisme ou un niveau de vibration sismique est plausible ?

L'analyse présentée dans cette partie a été réalisée avec l'aide d'experts du laboratoire ISTERRE. Il a été demandé à ces experts de la valider et de préciser à la rubrique vérification en page de garde leurs éventuelles réserves.

3.3.1.1 Incertitudes liées aux choix/hypothèses faites dans l'étude d'application de la RFS 2001-01

Les incertitudes liées aux hypothèses et/ou aux choix faits, compte tenu de l'état des connaissances pour définir les SMHV et SMS dans l'étude citée en réf. (34) sont :

- liées à l'établissement du zonage sismotectonique : ce dernier a été modifié lors de l'instruction avec l'IRSN, conduisant à considérer le séisme de Chamonix 1905 comme SMHV lointain. Aucune évolution récente dans les connaissances sismotectoniques, ni aucun événement sismique récent n'est de nature à remettre en cause à ce jour le choix des SMHV proche (Corrençon 1962) et lointain.
- liées au calcul de la magnitude et de la distance au foyer des SMHV, effectué au moyen de lois d'atténuation des intensités macrosismiques. L'étude en réf. (34) avait conduit à retenir pour le séisme de Corrençon (M=5, D=7 km), l'IRSN ayant proposé une évaluation plus élevée qui a été finalement retenue (M= 5,2, D=7km). Une étude doit prochainement être effectuée afin qu'un consensus soit obtenu sur les paramètres caractérisant les séismes historiques (pilotage : Institut de Physique du Globe de Strasbourg).
- liées au choix de la catégorie de site pour le calcul des spectres de réponse selon la loi d'atténuation préconisée dans la RFS : la catégorie de site la plus pénalisante a été retenue, ($300\text{m/s} < V_{S30} < 800\text{m/s}$) ; sur ce point, les récentes études effectuées dans le cadre du projet CASHIMA afin de mieux caractériser les effets de site sous l'ILL confirment que le spectre de réponse ainsi défini est adapté (rapports d'étude à paraître) :
 - o plusieurs profils effectués sur le site autour de l'installation au moyen d'une méthode MASW confirment que la vitesse des ondes de cisaillement dans les 30 premiers mètres est supérieure à 300 m/s, ce de façon homogène (rapport à paraître),
 - o des mesures H/V effectués sur le site autour du bâtiment réacteur mettent en évidence des fréquences de résonance entre 0,2 et 0,5 Hz, loin du domaine des modes propres du bâtiment réacteur (à partir de 3,5 Hz). De plus, l'absence de pic autour de 2 Hz confirme l'absence de couche superficielle à faible vitesse, permettant de supposer que l'amplification vient du remplissage profond et d'effets 2D/3D. Des études sont en cours sur le sujet.

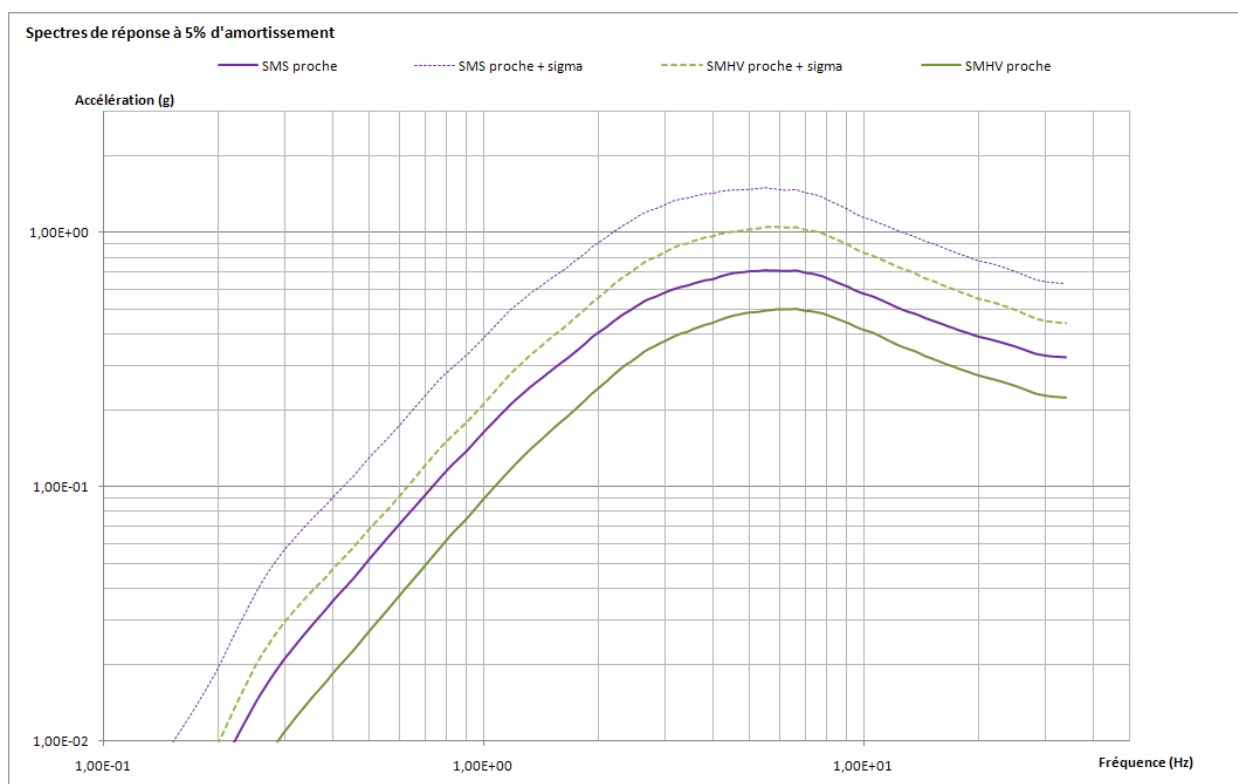
A ce jour, aucun élément n'est donc de nature à remettre en cause l'adéquation du SMHV et du spectre associé, réalisé selon la RFS 2001-01.

3.3.1.2 Incertitudes inhérentes à la RFS 2001-01

La RFS 2001-01 est purement déterministe et préconise de retenir les caractéristiques des événements sismiques les plus élevés de la base de données historique répertoriant les séismes significativement ressentis depuis 1000 ans environ. Deux conservatismes sont ensuite appliqués ; le premier est la translation des épicentres de ces séismes sous l'installation pour le séisme dit proche et sur la frontière la plus proche de la zone sismotectonique pour le séisme dit lointain, le deuxième est le passage du SMHV au SMS en considérant une marge de 0,5 en magnitude.

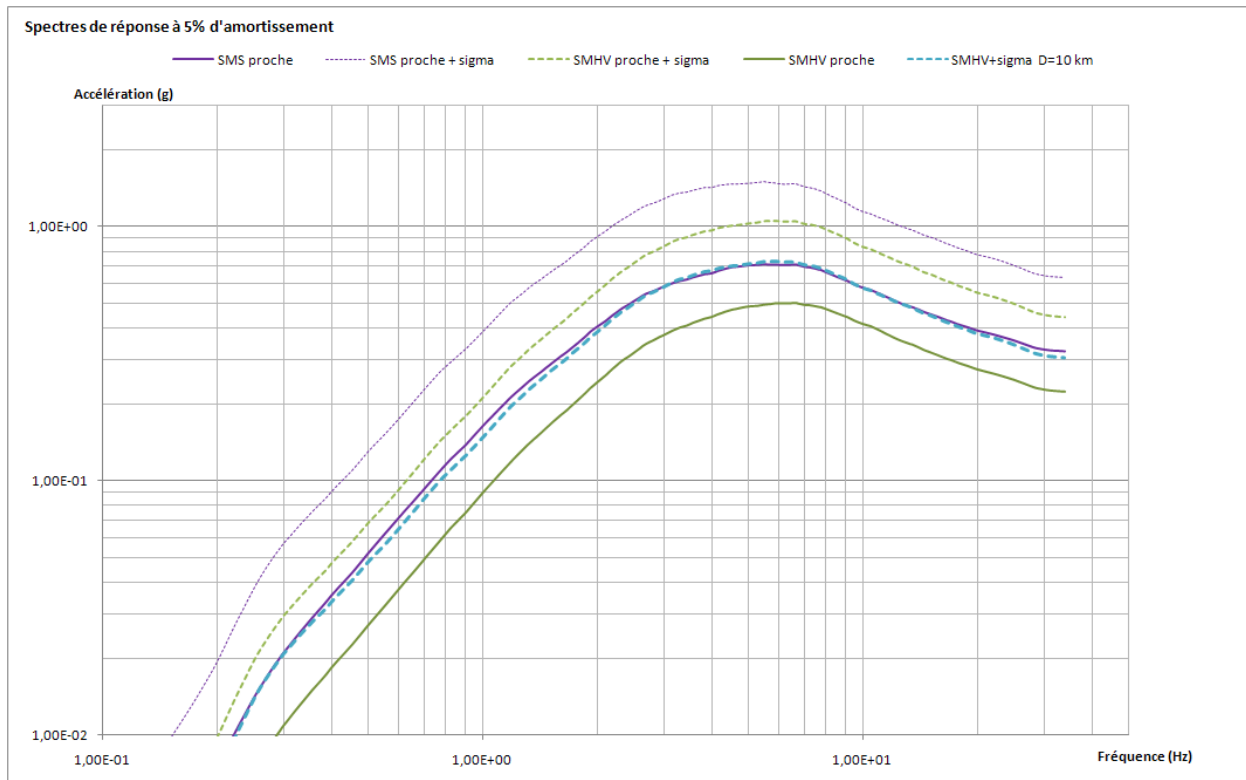
Le calcul des spectres est ensuite effectué au moyen d'un modèle prédictif des mouvements sismiques appelé communément loi d'atténuation reliant l'accélération aux trois paramètres (M, D, type de site), pour des valeurs de la fréquence et de l'amortissement données (réf. (21)). Ce modèle

empirique, obtenu à partir d'un grand nombre d'enregistrements dont les valeurs du spectre de réponse suivent une loi log-normale (traduisant principalement la variabilité naturelle des mouvements sismiques), prédit les valeurs d'accélération avec un intervalle de confiance de 50 % (dit autrement, le mouvement sismique prédit a une probabilité de non dépassement de 50 % pour le scénario magnitude distance choisi). Ajouter un écart type aux valeurs d'accélération conduirait à un niveau de confiance de 84 % (soit une probabilité de dépassement de 16 %, toujours pour le scénario magnitude-distance choisi). La figure suivante permet de comparer le spectre médian SMS, SMS + σ , SMHV, SMHV + σ :



On constate que la marge générée par le passage SMHV $\rightarrow$ SMS ne couvre pas la prise en compte d'un écart type sur le SMHV. En clair, le spectre de réponse d'un séisme de type Corrençon, qui se produirait sous l'installation ($M=5,2$, $D=7$ km) aurait une probabilité supérieure à 16 % et inférieure à 50% d'être supérieur au spectre SMS proche qui est la référence pour le dimensionnement. Si l'on joue sur la marge liée à la prise en compte du foyer du séisme sous l'installation, par exemple en « éloignant » le foyer à 10 km, le spectre SMHV éloigné + σ est alors équivalent au spectre SMS médian (voir figure ci-dessous).

EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA



On constate avec ces raisonnements simples que l'application de la RFS ne permet pas de conclure sur la probabilité qu'un événement sismique survienne dont le spectre de réponse serait supérieur au spectre de dimensionnement déterminé par cette méthode. Il serait nécessaire pour cela de disposer d'une étude probabiliste de l'aléa sismique, menée en tenant compte des incertitudes sur les différents paramètres/méthodes utilisés et le niveau de probabilité des scénarii choisis. Enfin, la méthode RFS ne permet pas de quantifier l'incertitude épistémique liée au fait que différents modèles de prédictions du mouvement sismique (« lois d'atténuation ») existent (certains très récents) et ont un niveau d'acceptabilité comparables à celui du modèle utilisé dans la RFS-2001.

3.3.1.3 Caractérisation du SMS sous l'angle probabiliste

Nous avons utilisé les études probabilistes d'aléa réalisées dans le cadre de l'établissement du nouveau zonage sismique de la France pour qualifier en terme de période de retour et de probabilité de dépassement les niveaux d'accélération correspondant aux caractéristiques du SMS proche. Deux études ont été réalisées par GEOTER (1^{ère} étude réf. (97) et 2^{ème} étude réf. (98) et (99)) :

- la première, réalisée à la demande du ministère de l'écologie et du développement durable, a servi de référence à l'établissement du nouveau zonage sismique de la France officialisé en Octobre 2010 : elle donne, pour quatre valeurs de la fréquence, les accélérations spectrales pour 4 périodes de retour (100, 475, 975, 1975 ans) sur tout le territoire Français.
- la seconde a été réalisée à l'initiative de l'Association Française du Génie Parasismique (AFPS) afin d'une part, d'explicitier les incohérences relevées entre la première étude et une autre évaluation probabiliste de l'aléa sismique publiée dans un journal scientifique et d'autre part, de fournir un ordre de grandeur réaliste de la période de retour attachée aux niveaux d'accélération, après avoir réalisé des tests de sensibilités sur tous les paramètres/hypothèses/modèles susceptible de générer des écarts. Le modèle « best estimate » final permet l'utilisation de plusieurs lois d'atténuation choisies par un groupe d'expert. Dans ce modèle, le résultat tient compte de la propagation des incertitudes de façon pondérée par les avis des différents experts.

Ces deux études ont pour base le zonage EPAS comportant les mêmes zones sismotectoniques que celles considérées par l'IRSN dans ses analyses.

Le tableau suivant présente les résultats de la deuxième étude, pour la branche principale du modèle correspondant au zonage sismotectonique en 52 zones et pour les 5 lois d'atténuation retenues (réf. (98) et (99)). Le point de Calcul est situé au Musée Dauphinois de Grenoble (site au rocher). La dernière ligne du tableau (MEDD 2002) présente les résultats du modèle utilisé dans la première étude :

Loi d'atténuation	Période de retour (années) - PGA au rocher			
	500	1000	5000	10 000
M1 : RFS 2001-01	0,12 g	0,15 g	0,27 g	0,33 g
M2 : Bragato et Slejko 2005	0,2 g	0,28 g	0,57 g	0,74g
M3 : Sabetta et Pugliese 1996	0,12 g	0,16 g	0,26g	0,32g
M4 : Ambraseys 2005	0,13 g	0,2 g	0,42 g	0,54 g
M6 : Marin et al. 2004	0,13 g	0,2 g	0,42 g	0,54 g
Modèle MEDD 2002	0,19 g	0,24 g	0,39 g	0,46 g

Ces valeurs, qui présentent une certaine dispersion en fonction des modèles, sont à comparer aux valeurs des spectres d'accélération (Corrençon M=5.2 à 7 km, loi RFS 2001) à fréquence infinie (PGA), sur site au rocher ($V_s > 800$ m/s) :

	PGA rocher
SMHV	0,21 g
SMHV+ σ	0,41 g
SMS	0,3 g
SMS + σ	0,58 g

On constate que le niveau SMHV correspondrait à une période de retour de 1000 ans, le niveau SMS à 5000 ans, et le niveau SMS + σ correspondrait à une période de retour supérieur à 10000 ans (sauf pour le modèle M2 qui donne des valeurs significativement plus élevées par rapport aux autres modèles pour les grandes périodes de retour). Le calcul des probabilités d'occurrence annuelle selon un modèle Poissonien donne 10^{-3} pour le SMHV, $2 \cdot 10^{-4}$ pour le SMS et $< 10^{-4}$ pour le SMS + σ .

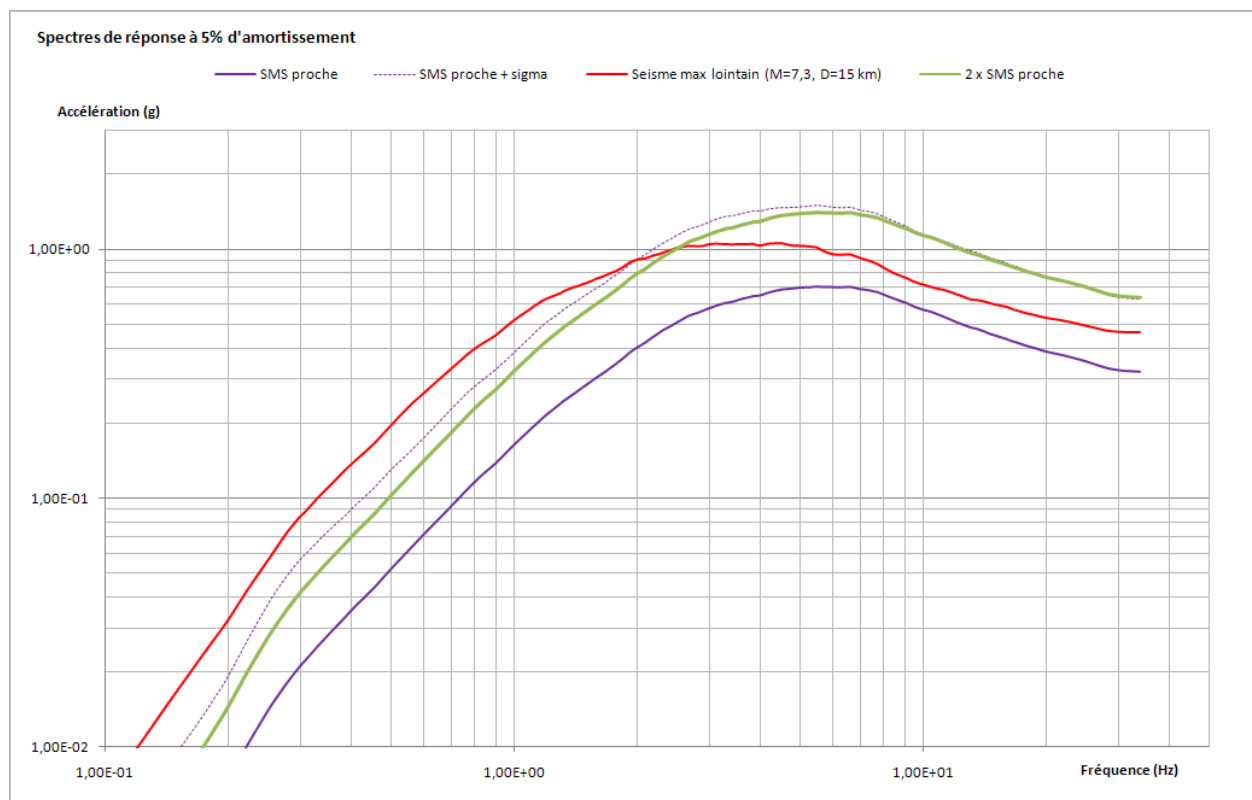
3.3.1.4 Peut-on parler d'un niveau de séisme maximum possible ?

Pour ce qui concerne l'exposition de l'agglomération Grenobloise, il apparaît au vu de l'état des connaissances, que la faille de Belledonne pourrait être à l'origine d'un séisme important ; compte tenu de la longueur de cette faille, soit environ 80 km, et des modèles empiriques qui relient la taille d'une faille à la magnitude d'un séisme généré par un déplacement affectant la totalité de cette faille, la magnitude d'un tel séisme pourrait atteindre la valeur médiane de 7,3 (en appliquant le modèle classique de Wells et Coppersmith 1994 reliant la longueur à la magnitude pour des failles en

décrochement). Cette valeur ne représente cependant pas une limite physique qui ne pourrait être dépassée mais la magnitude médiane observée (selon ces auteurs) lorsque qu'une faille de cette longueur casse. Par ailleurs l'incertitude épistémique liée à l'utilisation du modèle particulier de Wells et Coppersmith n'a pas été analysé (dans des termes plus simples d'autres modèles, plus récents, existent pour prédire la magnitude médiane associée à une telle longueur de rupture).

En ce qui concerne les probabilités d'occurrence liées à la sismicité, Thouvenot et al.2003 & 2009 (100) et (101))estiment la période de retour moyenne d'un séisme de magnitude 6 sur la faille de Belledonne à environ 3000 ans (loi de Gutenberg&Richter), ce qui donne par extrapolation 30000 ans pour la magnitude 7 et environ 60000 ans pour la magnitude 7,3.

La figure ci-dessous représente le spectre médian d'un séisme de magnitude 7,3, que l'on situe à 15 km du site de l'ILL (distance à la faille de Belledonne), en comparaison des spectres SMS et SMS+ σ , ainsi que du spectre SMS x 2 (représentation des spectres pour la catégorie « sols moyens type sédimentaire »)



Au-delà de 2 Hz, valeur inférieure aux modes propres des SSC, le spectre médian est couvert par le SMS+ σ .

La valeur du PGA au rocher pour ce séisme maximum est de 0,43 g pour la valeur médiane, ce qui correspond à une période de retour comprise entre 5000 et 10000 ans, et de 0,84 g pour la valeur médiane + σ , correspondant à une période de retour bien supérieure à 10 000 ans. La valeur de 0,84 g est donc extrêmement peu probable.

3.3.1.5 En forme de conclusion ?

Nous proposons donc de retenir comme séisme « ultime plausible » le SMS + σ . Cela permet de couvrir la majeure partie (84%) des vibrations potentielles associées (selon le modèle RFS) À un

Page : 133 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

séisme lointain majeur ($M_w=7.3$, scénario non connu de mémoire d'homme dans les Alpes du nord) correspondant à la magnitude médiane associée à la rupture de la faille de Belledonne sur 80 kilomètres (selon le modèle de Wells et Coppersmith (1994) utilisé classiquement en génie parasismique)

Enfin les données probabilistes montrent que la période de retour estimée d'un tel niveau d'aléa est supérieure à 10.000 ans, soit une probabilité d'occurrence annuelle de 10^{-4} (selon le modèle poissonien classique).

Il est à noter que le niveau SMS + σ est quasiment équivalent au niveau SMS x 2 (le PGA du SMS+ σ est de 0,63 g)

3.3.2 Synthèse du dimensionnement par rapport à l'aléa extrême « plausible »

Les marges ayant été identifiées et le niveau de séisme « ultime plausible » ayant été déterminé, il s'agit maintenant d'effectuer la synthèse qui permette de conclure sur le niveau de séisme auquel les effets faibles identifiés dans l'étude macroscopique au chapitre 2 apparaissent. Pour ce faire, nous présentons tout d'abord un tableau de synthèse des marges par SSC clé, en faisant apparaître la marge sur le SSC clé lui-même, dite « marge intrinsèque » ainsi que celles de ses agresseurs. La marge dite « finale » du SSC est alors :

- Pour les SSC clés autres que l'isolement d'enceinte et l'enceinte béton, la marge minimale des agresseurs (ou la marge intrinsèque en l'absence d'agresseurs)
- Pour l'isolement d'enceinte et l'enceinte béton, on ne donnera pas de marge finale, car l'effet de l'agresseur n'est pas la perte du SSC clé, mais correspond à la dégradation du confinement qu'ils assurent. Ces effets seront discutés plus loin.

SSC Clés	Marge intrinsèque	Agresseur	Marge agresseur	Marge Finale
Collecteur entrée D ₂ O	2,4	Bloc pile Portique Charpente de soutien SFV Charpente de protection	2,2 >1 2 <1	<1
Arrêt d'Urgence	<1 CS** > 2 BS	-	-	<1 CS** > 2,1 BS
Isolement d'Enceinte	Etanche : 1,5 Partiel : 2 (porte à camion perdue)	ILL4 (sas C et D) Prise d'air frais (sas C1)	>2,5 1,5	
Génie civil canal 2	2	Hotte Portique	1,3 >1	>1
Cuvelage Canal 2+atardeau	1,6	Hotte Portique	1,3 >1	>1
CES	>2,5	Bâtiment PCS	>2	>2
EG	<1	D ₂ SFH	<1	<1
Circuit renoyage hotte	<1	Portique	>1	>1
Ponte d'urgence	<1	Portique	>1	>1
Circuit primaire	1,5	Casemate niveau C (Φ=10mm H5)	<1	<1
Doigts de gant et bridage	2,5	Bloc-pile + hotte accostée Portique Charpente de soutien SFV Charpente de protection Caisson PV1 Condenseur SFV PF2	2,5 >1 2 <1 1,8 2 <1	<1
Vannes de Sécurité	<1	• Casemate niveau C	<1	<1
Enceinte Béton	1,3 (taux de fuite x 10) 2 (taux de fuite x 100) 2 (stabilité)	Enceinte métallique Prise d'air frais Bâtiment ILL4 Plancher margelle Ponts niveau C et D Poste entretien hottes	1,6 1,5 >2,5 2 1,2 (D) >1 (C) <1	-

Pour poursuivre l'analyse, nous avons reporté dans le tableau présentant les SSC clés pour chaque accident redouté étudié dans l'analyse macroscopique (cf §2.9) :

- La marge intrinsèque des SSC clés
- Le niveau de séisme atteint sans que l'effet falaise se produise pour l'accident redouté : ce niveau de séisme correspond à la marge la plus élevés des SSC clés, compte tenu du fait qu'il suffit que l'un d'eux reste disponible pour « éviter » l'effet falaise.

SSC clé	type	Marges Intrinsèques	Accident redouté	Niveau séisme
Collecteur entré D ₂ O	P*	2,4	BORAX	> SMS+ σ
Arrêt d'Urgence	P	2,1 (BS) <1 CS		
Isolement d'enceinte	M*	Etanche : 1,5 Partiel : 2		
Génie civil canal 2	P	2	Fusion multiple à l'air dans le canal 2	> SMS+ σ
Cuvelage canal 2	P	2		
CES	P	2,5		
EG	M	<1		
Isolement d'enceinte	M	Etanche : 1,5 Partiel : 2		
Circuit renoyage hotte	P	<1	Fusion à l'air à froid (50 j)	< SMS
Ponte d'urgence	P	<1		
EG	M	<1		
Isolement d'enceinte	M	Etanche : 1,5 Partiel : 2		
Circuit primaire	P	1,5	Fusion à l'air à froid (24 h)	1,5 SMS
EG	M	<1		
Isolement d'enceinte	M	Etanche : 1,5 Partiel : 2		
Doigts de gant	P	2,5	Fusion à l'air à froid (24 h)	> SMS+ σ
Vannes de Sécurité	P	<1		
EG	M	<1		
Isolement d'enceinte	M	Etanche : 1,5 Partiel : 2		
Circuit primaire	P	1,5	Fusion à l'air à chaud (2,5 h)	> SMS+ σ
CES	P	2,5		
EG	M	<1		
Isolement d'enceinte	M	Etanche : 1,5 Partiel : 2		
Doigts de gant	P	2,5	Fusion à l'air à chaud (2,5 h)	> SMS+ σ
Vannes de Sécurité	P	<1		
CES	P	>2,5		
EG	M	<1		
Isolement d'enceinte	M	Etanche : 1,5 Partiel : 2		
Enceinte Béton	M	(taux de fuite x 10)1,3 (taux de fuite x 100)2	Tous	1,3 SMS SMS+ σ

* P : Prévention

* M : Mitigation

Dans ce qui suit, nous argumentons et proposons les améliorations nécessaires pour que, compte tenu des agresseurs, chaque scénario ne mène pas à un effet falaise avant le niveau SMS+ σ .

Dans le cadre de la défense en profondeur le renforcement des agresseurs, à l'exception des casemates primaires du niveau C, est évidemment proposé soit dans le traitement des non conformités, soit en amélioration de la sûreté de l'installation (cf. chapitre 9).

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 136 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

BORAX : Sans prendre en considération les agresseurs, le maintien d'une ligne de défense préventive (collecteur D2O) permet d'éviter l'accident BORAX jusqu'au niveau SMS+ σ . La prise en compte des agresseurs dégradant la marge sur ce SSC clé, nous proposons de relever la marge de la deuxième ligne de défense au niveau SMS+ σ c'est-à-dire l'arrêt d'urgence, en proposant la mise en place d'un système indépendant du circuit de sécurité provoquant la chute des barres en cas de séisme. Dans le cadre de la défense en profondeur, il est prévu de renforcer le portique en considérant une marge suffisante pour assurer sa stabilité sous SMS+ σ .

Fusion Multiple à l'air dans le canal 2 : 3 lignes de défense préventives permettent d'éviter l'accident jusqu'au niveau SMS+ σ . Avec la prise en compte des agresseurs, il reste une ligne de défense préventive, le CES, permettant d'éviter l'accident, toujours au niveau SMS+ σ . Le renforcement du portique évoqué dans le scénario précédent permettra de restaurer une ligne de défense préventive jusqu'au niveau SMS x 1,3 ; l'étude et le renforcement éventuel du système d'accrochage de la hotte (fond du canal 2) est prévu ultérieurement et permettra de remonter au niveau SMS + σ .

Fusion à l'air à froid (50j) : Le renforcement, marges comprises, au niveau SMS+ σ de la porte d'urgence permet de restaurer une ligne de défense préventive permettant d'éviter l'accident, y compris en tenant compte des agresseurs.

Fusion à l'air à 24 heures (fuites circuit primaire) : On dispose d'une ligne de défense préventive jusqu'au niveau 1,5 x SMS ; avec l'agression des vannes de vidange et des vannes d'évent du circuit primaire par les casemates, cette ligne de défense tombe à un niveau < SMS. Ce scénario pourra être maîtrisé :

- Au niveau SMS : avec la mise en conformité des EG
- Au niveau SMS+ σ : avec la mise en place du CDS

Ce scénario est le seul où l'on ne peut traiter le cas des agresseurs (casemates primaires)

Fusion à l'air à 24 heures (rupture Doigt de gant) : On dispose d'une ligne de défense préventive (les doigts de gant) jusqu'à SMS+ σ . En tenant compte des agresseurs, cette ligne est perdue pour un niveau < SMS. Nous proposons, afin de retrouver une ligne de défense à SMS+ σ dès maintenant, de fermer les VS dès l'arrêt des pompes primaires ; une fois fermées, elles ne pourraient plus être agressées par les casemates primaires. De plus, le renforcement ultérieur des agresseurs (portique et éléments de l'expérience PF2) permettra d'éviter ce scénario jusqu'au niveau SMS + σ .

Fusion à l'air à 2,5 h (circuit primaire) : On dispose d'une ligne de défense préventive (CES) jusqu'au niveau SMS+ σ , y compris en considérant les agresseurs. Ces lignes de défenses seront renforcées par la mise en place des nouveaux circuits CRU et CEN.

Fusion à l'air à 2,5 h (rupture Doigt de gant) : On dispose de deux lignes de défense préventive jusqu'au niveau SMS+ σ : Les doigts de gant eux même et le CES ; la prise en compte des agresseurs conduit à ne conserver que le CES jusqu'au niveau SMS+ σ . La mesure proposée ci-dessus et consistant à fermer les VS dès l'arrêt des pompes primaires permettra de restaurer une ligne de défense préventive. De plus, le renforcement ultérieur des agresseurs (portique et éléments de l'expérience PF2) permettra d'éviter ce scénario jusqu'au niveau SMS + σ .

Les scénarios des accidents redoutés sont repris avec les améliorations proposées dans les paragraphes suivants.

Page : 137 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

3.3.3 Maîtrise de la réactivité

L'analyse du scénario de rupture du collecteur d'entrée D₂O, seul susceptible de se rapprocher des conditions nécessaires pour conduire à un accident de type Borax, montre que deux lignes de défense permettent de s'en prémunir.

Le dimensionnement du collecteur au séisme « ultime plausible » permet donc « d'exclure en pratique » cet accident.

Par contre l'analyse de l'éjection de la barre de pilotage, bien que ne conduisant pas à un effet falaise, montre que la seule ligne de défense est l'arrêt d'urgence déclenché de façon préventive sur seuil calé à 0,01 g. Ce déclenchement préventif est basé sur la détection des ondes P avant l'arrivée des ondes S pour garantir un ordre d'arrêt d'urgence avant la phase « forte » du séisme pour laquelle la démonstration du bon dimensionnement des armoires du circuit de sécurité n'est pas apportée.

Dans le chapitre 31 du projet de « rapport de sûreté 2012 » - fiche EIS3.33 page 211, envoyé en décembre 2010, l'ILL a proposé la mise en place d'un système de protection du cœur « intermédiaire » donc de niveau B au sens de la CEI 61226, pour prendre en compte la mise à l'arrêt sûr du réacteur sur perte des alimentations électriques et perte de la source froide sans avoir besoin de solliciter l'arrêt d'urgence de niveau A. L'ILL a alors proposé de traiter la mise à l'arrêt sûr, en cas de séisme, également par ce nouveau système :

« En dimensionnant ce contrôle commande au SMS et en y ramenant la chute de barres sur le premier seuil sismique à 0,01 g, il est alors possible de rendre l'arrêt d'urgence opérationnel pendant le SMS, sans plus faire d'hypothèse sur l'arrivée des ondes P avant les ondes S ».

Dans le cadre de cette évaluation complémentaire, le dimensionnement de ce système est toujours le SMS, mais avec une marge au sens de cette évaluation complémentaire d'un facteur au moins 2 pour couvrir le SMS + σ , valeur d'ailleurs en cohérence avec le niveau de séisme pour lequel la chute des barres proprement dite est toujours opérationnelle au vue des marges dont elle dispose.

Cette amélioration permet alors de disposer de deux lignes de défense vis-à-vis du scénario de rupture du collecteur d'entrée D₂O, scénario le plus pénalisant vis-à-vis de la maîtrise de la réactivité.

3.3.4 Maîtrise du refroidissement

L'analyse d'une brèche sur les tuyauteries D₂O de diamètre $\Phi = 10$ mm et $\Phi = 39$ mm montre que le SMS peut conduire à une fusion sous eau avant la mise en service du Circuit d'Eau de Secours.

Cette analyse a conduit l'ILL à proposer en 2008 un nouveau circuit de renoyage ultime (CRU) qui permette de mettre en communication le bloc pile D₂O avec la piscine réacteur. Cette communication est réalisée par l'intermédiaire de trois tuyauterie de $\Phi = 80$ mm après ouverture automatique sur niveau très bas bloc pile de 6 vannes pyrotechniques (deux vannes en série par ligne d'injection). L'injection d'eau légère de la piscine vers le bloc pile s'effectue de manière « passive » par gravité, tant que le niveau d'eau en piscine est suffisant. La réserve d'eau en piscine est suffisamment importante pour garantir le maintien de l'inventaire en eau sur le court terme permettant alors la mise en service du CES et donc la réalimentation de la piscine par l'eau récupérée au fond du bâtiment réacteur.

Pour prendre en compte des fuites plus importantes et la perte éventuelle d'une partie de l'eau de ruissellement, il faut être capable de réinjecter de l'eau de l'extérieur. Le CES actuel permet cet apport extérieur d'eau par l'intermédiaire d'une traversée d'enceinte sismique située à coté de la porte à camion. Ce circuit extérieur nécessite par contre la mise en place, au moment de l'accident, d'une motopompe au Drac et d'un circuit souple de type « pompier » entre cette motopompe et la traversée d'enceinte.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 138 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

L'ILL propose (cf 5.2 – cumul séisme + inondation) de mettre en place une alimentation définitive et redondante grâce à la mise place de deux puits dans la nappe phréatique équipé de pompe avec un débit nominal de $250 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ chacune.

La maîtrise du refroidissement, par maintien de l'inventaire en eau, est alors extrêmement robuste avec grâce à ce renforcement de la ligne de défense préventive identifiée CES dans le tableau de synthèse précédent :

- Alimentation passive par l'eau de la piscine sur le court terme ;
- Alimentation active sismique et redondante sur le court et moyen terme avec le CES ;
- Alimentation extérieure active sismique et redondante sur le court, moyen et long terme avec le CEN (Circuit d'Eau de Nappe) ;

comme le montrent les paragraphes suivants, reprise des scénarios identifiés dans l'analyse de sûreté macroscopique, avec la prise en compte de ces nouveaux circuits.

Il faut bien noter que ces circuits permettent de prévenir tous les scénarios qui conduisent à la fusion sous eau dans le bloc pile en fonctionnement, donc également à la fusion à l'air à chaud dans le bloc pile en refroidissement, qui ne sont pas déjà « exclu en pratique » grâce à la marge sur le dimensionnement d'au moins un élément clé suffisante pour résister à l'aléa sismique « ultime plausible ».

3.3.4.1 Circuit d'événements et de vidange D₂O sur les canaux du niveau C, circuit DRG, circuit épuration

La fiche suivante analyse la rupture des lignes d'événements et de vidange suite à un écroulement des casemates primaires du niveau C du réacteur et la rupture du circuit DRG en A13 ou au niveau B, en tenant compte des nouveaux circuits (en rouge) :

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT
Procédé : Réacteur. Etat réacteur associé : BP, HP. Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement. Système fonctionnel : circuit D ₂ O. Evénement Hypothétique : Brèche DRG + Ecoulement des casemates primaires du niveau C.

INITIATEUR POTENTIEL
Séisme : SMS

ANALYSE DU SCENARIO DU DIMENSIONNEMENT AVEC CRU, CES ET CEN
Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Détection : perte des mesures pression sortie cœur. ▪ Arrêt d'urgence : perte des circuits de sécurité ; ▪ Refroidissement en convection forcée : perte des pompes principales primaires et secondaires par perte de l'alimentation 20 kV et perte des pompes du circuit barre arrêt par perte secourue sans coupure ; ▪ Confinement deuxième barrière : - o Brèche sur le circuit DRG en casemate : pas de démonstration de la tenue au SMS ; - o Perte de la tuyauterie casse-siphon du circuit DRG : pas de démonstration de la tenue au SMS ; - o Ecoulement des casemates primaires du niveau C : pas de démonstration de la tenue des empilements de blocs servant de protection biologique au SMS ; - o Perte d'étanchéité de la piscine réacteur au niveau 215, liaison noyau central – canal de transfert : pas de démonstration du maintien de l'étanchéité au SMS au dessus de 215 ; ▪ Gonflage de l'espace annulaire : perte du système de gonflage normal et de secours.

Lignes de défense disponibles :

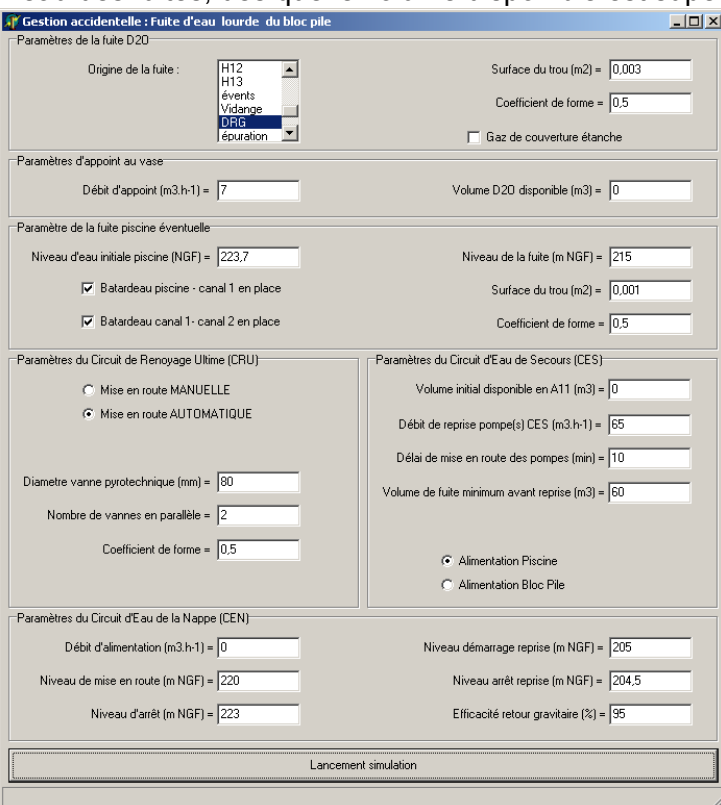
- **Détection** : mesures accélérométriques.
- **Arrêt d'Urgence** : chute des barres de sécurités ;
- **Refroidissement en convection naturelle** : critère : opérabilité ;
- **Circuit de Renoyage Ultime** : critère : opérabilité ;
- **Circuit d'Eau de Secours** : critère : opérabilité ;
- **Circuit d'Eau de Nappe** : critère : opérabilité

Traitement : La chute de barres est déclenchée préventivement sur le premier seuil, à 0,01g, en 2/3 des accéléromètres situés au niveau B du bâtiment réacteur.

On suppose de façon pénalisante que la somme de toutes les fuites a lieu au niveau du circuit DRG, seul susceptible de conduire au dénoyage du haut des plaques combustible.

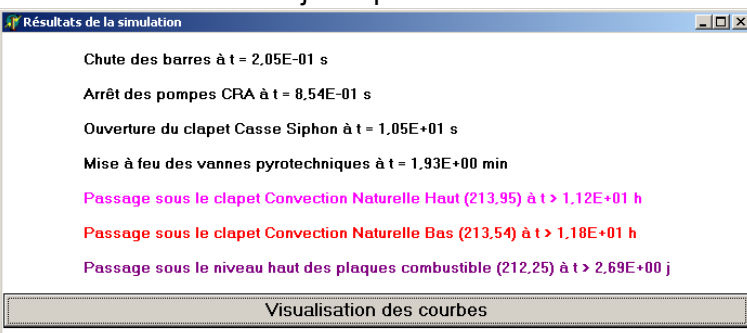
Cette modélisation est effectuée avec le circuit CRU, qui sera mis en place à l'arrêt d'hiver 2011-2012, le CES actuel et le futur circuit CEN, qui sera mis en place en 2014.

Le Circuit d'Eau de Secours est mis en route pour réalimenter la piscine, en reprenant en A11 l'eau des fuites, dès que le volume disponible est supérieur à 60 m³.



- La prise en compte de la non étanchéité éventuelle de la piscine au dessus de 215 m NGF est modélisée par une fuite à 215 m NGF de section totale 0,001 m², soit 10 cm² de fissure cumulée non seulement du béton à la jonction piscine canal de transfert mais également de façon très pénalisante du cuvelage inox ;
- Le SMS est supposé également conduire à la perte d'étanchéité du gaz de couverture, hypothèse pénalisante pour les débits de fuite du bloc pile ;
- On suppose la mise en route du CES dès que le volume d'eau de ruissellement en A11 dépasse le volume minimum de 60 m³.
- On suppose la défaillance d'une vanne du CRU et donc l'alimentation par deux des trois circuits de $\Phi = 80$ mm.
- L'absence de réalimentation en eau depuis l'extérieur est simulée par le débit nul d'eau de nappe.

Les résultats montrent que le niveau d'eau dans le bloc pile passe sous le dernier clapet de convection naturelle environ 12 heures après le séisme et sous le niveau haut des plaques combustible environ 2 jours plus tard.

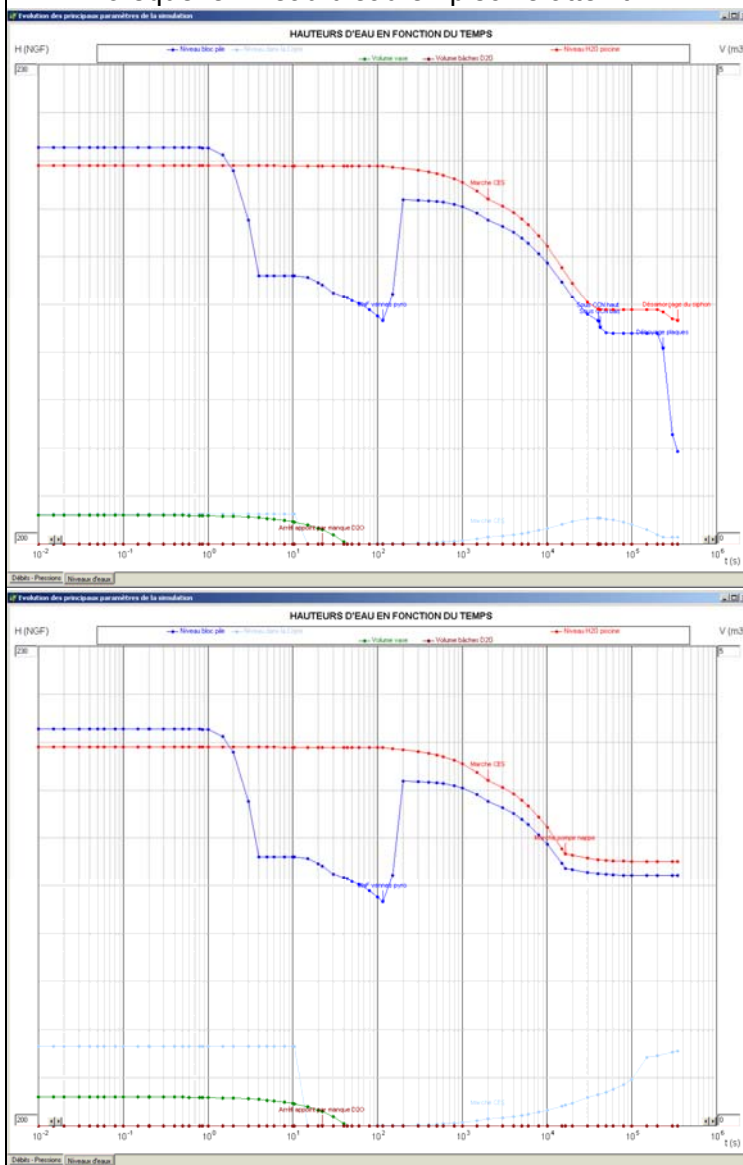


- Le dénoyage du dernier clapet de convection naturelle se produit environ 12 heures après le séisme ;
- Le dénoyage du haut des plaques combustible se produit environ 2 jours et demi plus tard.
- Ce dénoyage du haut des plaques est dû aux pertes d'eau de ruissellement postulées égales à 5 % de la fuite.

La puissance résiduelle bêta, 12 heures après la chute de barres, est de 100 kW et la puissance résiduelle gamma de 150 kW. Sachant que la moitié de la puissance résiduelle gamma est déposée dans le cœur, le dépôt de puissance totale, de l'ordre de 170 kW, est très largement inférieure à celui qui conduit à l'assèchement total du cœur, malgré la garde d'eau lourde dans la cheminée du réacteur. Le cœur va donc être correctement refroidi tant que le niveau d'eau sera supérieur au niveau du haut des plaques combustible.

Sans perte d'eau, ce refroidissement est alors garanti sur plus au moins deux semaines. C'est en fait les pertes d'eau par ruissellement qui dimensionnent le délai avant fusion, donc le délai dont les équipes de gestion de crise disposent avant de réinjecter de l'eau de l'extérieur.

Les courbes suivantes montrent l'évolution des niveaux d'eau en piscine et dans le bloc pile, en supposant 5 % de perte d'eau de ruissellement, sans réalimentation en eau depuis l'extérieur et avec réalimentation en eau par le futur circuit d'eau de nappe (CEN) au débit de seulement 20 m³.h⁻¹ lorsque le niveau d'eau en piscine atteint 217 m NGF :



- Le déclenchement automatique du CRU se produit lorsque le niveau d'eau dans le bloc pile passe sous la cote 214 m NGF ;
- L'alimentation passive par l'eau de la piscine conduit alors à une remontée rapide du niveau dans le bloc pile ;
- Le CES se met en route dès que le niveau d'eau en A11 est suffisant, 60 m³.
- Le niveau d'eau dans le bloc pile diminue brutalement lorsque le niveau d'eau en A11 devient inférieur à 60 m³ et que donc les pompes du CES se désamorcent ;
- Ceci est dû au fait de simuler une perte de 5 % de l'eau qui fuit du bloc pile.

- La réalimentation en eau depuis l'extérieur, 20 m³.h⁻¹ lorsque le niveau en piscine atteint 217 m NGF, permet d'obtenir un état d'équilibre avec un niveau d'eau dans le bloc pile supérieur à la cote du premier clapet de convection naturelle.
- Le refroidissement correct du cœur est alors garanti sur le long terme. Le Circuit d'Eau de Nappe étant lui-même totalement redondant, cette maîtrise du refroidissement, post séisme, est donc particulièrement robuste.

Etat final : Réacteur à l'arrêt, refroidissement en convection naturelle.

3.3.4.2 Tuyauteries CRAB en A13 et au niveau B

La fiche suivante analyse une brèche sur le circuit CRAB avec perte de la ligne casse-siphon et du clapet N4 qui joue le rôle de casse-siphon de secours :

Page : 141 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT
Procédé : Réacteur. Etat réacteur associé : BP, HP. Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement. Système fonctionnel : circuit D ₂ O. Evénement Hypothétique : Brèche circuit CRAB et perte du clapet N4 servant de « casse-siphon ».

INITIATEUR POTENTIEL
Séisme : supérieur au SMS, le clapet N4 étant dimensionné à cet aléa.

ANALYSE DU SCENARIO HORS DIMENSIONNEMENT AVEC CRU, CES ET CEN
Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Détection : perte des mesures pression sortie cœur. ▪ Arrêt d'urgence : perte des circuits de sécurité ; ▪ Refroidissement en convection forcée : perte des pompes principales primaires et secondaires par perte de l'alimentation 20 kV et perte des pompes du circuit barre arrêt par perte secourue sans coupure ; ▪ Refroidissement en convection naturelle : perte des clapets N1 à N4 ; ▪ Confinement deuxième barrière : - o Brèche sur le circuit DRG en casemate : pas de démonstration de la tenue au SMS ; - o Perte casse-siphon du circuit DRG : pas de démonstration de la tenue au SMS ; - o Ecrasement des casemates primaires du niveau C : pas de démonstration de la tenue des empilements de blocs servant de protection biologique au SMS ; - o Perte d'étanchéité de la piscine réacteur au niveau 215, liaison noyau central – canal de transfert : pas de démonstration du maintien de l'étanchéité au SMS au dessus de 215 ; - o Brèche sur circuit CRAB ; - o Perte de la ligne casse-siphon « normale » ; - o Blocage du clapet N4 servant de casse-siphon « de secours » ; ▪ Gonflage de l'espace annulaire : perte du système de gonflage normal et de secours. Lignes de défense disponibles : ▪ Détection : mesures accélérométriques. ▪ Arrêt d'Urgence : chute des barres de sécurités ; ▪ Refroidissement en convection naturelle : critère : opérabilité ; ▪ Circuit de Renoyage Ultime : critère : opérabilité ; ▪ Circuit d'Eau de Secours : critère : opérabilité ; ▪ Circuit d'Eau de Nappe : critère : opérabilité ; Traitement : La chute de barres est déclenchée préventivement sur le premier seuil, à 0,01g, en 2/3 des accéléromètres situés au niveau B du bâtiment réacteur. Cette modélisation est effectuée avec le circuit CRU, qui sera mis en place à l'arrêt d'hiver 2011-2012, le CES actuel et le futur circuit CEN, qui sera mis en place en 2014. Le Circuit d'Eau de Secours est mis en route pour réalimenter la piscine, en reprenant en A11 l'eau des fuites, dès que le volume disponible est supérieur à 60 m ³ .

Gestion accidentelle : Fuite d'eau lourde du bloc pile

Paramètres de la fuite D20

Origine de la fuite : Vidange DRG épurateur CRAB Principal

Surface du trou (m²) = 0,0064

Coefficient de forme = 0,5

☐ Gaz de couverture étanche

Paramètres d'appoint au vase

Débit d'appoint (m³.h⁻¹) = 7

Volume D20 disponible (m³) = 0

Paramètre de la fuite piscine éventuelle

Niveau d'eau initiale piscine (NGF) = 223,7

Niveau de la fuite (m NGF) = 215

☒ Batardeau piscine - canal 1 en place

Surface du trou (m²) = 0,01

☒ Batardeau canal 1 - canal 2 en place

Coefficient de forme = 0,5

Paramètres du Circuit de Renoyage Ultime (CRU)

☐ Mise en route MANUELLE

☒ Mise en route AUTOMATIQUE

Diamètre vanne pyrotechnique (mm) = 80

Nombre de vannes en parallèle = 3

Coefficient de forme = 0,5

Paramètres du Circuit d'Eau de Secours (CES)

Volume initial disponible en A11 (m³) = 0

Débit de reprise pompe(s) CES (m³.h⁻¹) = 65

Délai de mise en route des pompes (min) = 10

Volume de fuite minimum avant reprise (m³) = 60

☒ Alimentation Piscine

☐ Alimentation Bloc Pile

Paramètres du Circuit d'Eau de la Nappe (CEN)

Débit d'alimentation (m³.h⁻¹) = 150

Niveau démarrage reprise (m NGF) = 205

Niveau de mise en route (m NGF) = 220

Niveau arrêt reprise (m NGF) = 204,5

Niveau d'arrêt (m NGF) = 223

Efficacité retour gravitaire (%) = 95

Lancement simulation

- La prise en compte de la non étanchéité éventuelle de la piscine au dessus de 215 m NGF est modélisée par une fuite à 215 m NGF de section totale 0,01 m², soit 100 cm² de fissure cumulée non seulement du béton à la jonction piscine canal de transfert mais également de façon très pénalisante du cuvelage inox ;
- Le séisme est supposé également conduire à la perte d'étanchéité du gaz de couverture, hypothèse pénalisante pour les débits de fuite du bloc pile ;
- On suppose la mise en route du CES dès que le volume d'eau de ruissellement en A11 dépasse le volume minimum de 60 m³.
- On ne suppose pas de défaillance de vanne du CRU puisque ce scénario est hors dimensionnement.
- La réalimentation en eau depuis l'extérieur est simulée par le débit de 150 m³.h⁻¹ d'eau de nappe dès que le niveau en piscine atteint 220 m NGF.

Les résultats montrent que le niveau d'eau dans le bloc pile est alors maintenu au dessus des clapets de convection naturelle sur le long terme.

Résultats de la simulation

Chute des barres à t = 9,60E-02 s

Arrêt des pompes CRA à t = 3,78E-01 s

Ouverture du clapet Casse Siphon à t = 8,80E+00 s

Mise à feu des vannes pyrotechniques à t = 1,00E+00 min

Passage sous le clapet Convection Naturelle Haut (213,95) à t > 5,96E+01 s

Passage sous le clapet Convection Naturelle Bas (213,54) à t > 4 j

Passage sous le niveau haut des plaques combustible (212,25) à t > 4 j

Visualisation des courbes

- Le dénoyage du premier clapet de convection naturelle se produit environ une minute après la brèche, mais n'est que très transitoire car il est renoyé dès que le déclenchement des vannes pyrotechniques a eu lieu.

Etat final : Réacteur à l'arrêt, refroidissement en convection naturelle.

3.3.4.3 Rupture d'un doigt de gant aluminium

La fiche suivante analyse une brèche sur le doigt de gant aluminium standard (donc hors H1-H2) le plus pénalisant H6 :

IDENTIFICATION DE L'EVENEMENT

Procédé : Réacteur.

Etat réacteur associé : BP, HP.

Fonction de sûreté impactée : Maîtrise du refroidissement.

Système fonctionnel : Bloc pile.

Evénement Hypothétique : Brèche sur le doigt de gant aluminium H6.

INITIATEUR POTENTIEL

Séisme : SMS + σ , les doigts de gant étant dimensionnés à cet aléa. Retenu cependant de façon déterministe dans l'étude de sûreté de dimensionnement.

Page : 143 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

ANALYSE DU SCENARIO DU DIMENSIONNEMENT AVEC CRU, CES ET CEN

Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur :

- **Détection** : perte des mesures pression sortie cœur.
- **Arrêt d'urgence** : perte des circuits de sécurité ;
- **Refroidissement en convection forcée** : perte des pompes principales primaires et secondaires par perte de l'alimentation 20 kV et perte des pompes du circuit barre arrêt par perte secourue sans coupure ;
- **Refroidissement en convection naturelle** : perte des clapets N1 à N4 ;
- **Confinement deuxième barrière** :
 - o Brèche sur le circuit DRG en casemate : pas de démonstration de la tenue au SMS ;
 - o Perte de la tuyauterie casse-siphon du circuit DRG : pas de démonstration de la tenue au SMS ;
 - o Ecrroulement des casemates primaires du niveau C : pas de démonstration de la tenue des empilements de blocs servant de protection biologique au SMS. Cet écrroulement entraîne la perte de la Vanne de Sécurité du doigt de gant ;
 - o Perte d'étanchéité de la piscine réacteur au niveau 215, liaison noyau central – canal de transfert : pas de démonstration du maintien de l'étanchéité au SMS au dessus de 215 ;
 - o Brèche sur circuit CRAB ;
 - o Perte de la ligne casse-siphon « normale » ;
 - o Blocage du clapet N4 servant de casse-siphon « de secours » ;
 - o Rupture doigt de gant H6.
- **Gonflage de l'espace annulaire** : perte du système de gonflage normal et de secours.

Lignes de défense disponibles :

- **Détection** : mesures accélérométriques.
- **Arrêt d'Urgence** : chute des barres de sécurités ;
- **Refroidissement en convection naturelle** : critère : opérabilité ;
- **Circuit de Renoyage Ultime** : critère : opérabilité ;
- **Circuit d'Eau de Secours** : critère : opérabilité ;
- **Circuit d'Eau de Nappe** : critère : opérabilité ;

Traitement : La chute de barres est déclenchée préventivement sur le premier seuil, à 0,01g, en 2/3 des accéléromètres situés au niveau B du bâtiment réacteur.

Cette modélisation, qui cumule le débit de fuite dû à la rupture du doigt de gant à celui associé à la perte du circuit DRG et des lames d'eau lourde par les circuits d'événements et de vidange, est effectuée avec le circuit CRU, qui sera mis en place à l'arrêt d'hiver 2011-2012, le CES actuel et le futur circuit CEN, qui sera mis en place en 2014.

Le Circuit d'Eau de Secours est mis en route pour réalimenter la piscine, en reprenant en A11 l'eau des fuites, dès que le volume disponible est supérieur à 60 m³.

Gestion accidentelle : Fuite d'eau lourde du bloc pile

Paramètres de la fuite D20

Origine de la fuite :

Surface du trou (m2) =
 Coefficient de forme =
☐ Gaz de couverture étanche

Paramètres d'apport au vase

Débit d'apport (m3.h-1) =
 Volume D20 disponible (m3) =

Paramètre de la fuite piscine éventuelle

Niveau d'eau initiale piscine (NGF) =
 Niveau de la fuite (m NGF) =
☒ Batardeau piscine - canal 1 en place
 Surface du trou (m2) =
☒ Batardeau canal 1 - canal 2 en place
 Coefficient de forme =

Paramètres du Circuit de Renouveau Ultime (CRU)

☐ Mise en route MANUELLE
☒ Mise en route AUTOMATIQUE

Diamètre vanne pyrotechnique (mm) =
 Nombre de vannes en parallèle =
 Coefficient de forme =

Paramètres du Circuit d'Eau de Secours (CES)

Volume initial disponible en A11 (m3) =
 Débit de reprise pompe(s) CES (m3.h-1) =
 Délai de mise en route des pompes (min) =
 Volume de fuite minimum avant reprise (m3) =
☒ Alimentation Piscine
☐ Alimentation Bloc Pile

Paramètres du Circuit d'Eau de la Nappe (CEN)

Débit d'alimentation (m3.h-1) =
 Niveau de mise en route (m NGF) =
 Niveau d'arrêt (m NGF) =
 Niveau démarrage reprise (m NGF) =
 Niveau arrêt reprise (m NGF) =
 Efficacité retour gravitaire (%) =

Lancement simulation

- La prise en compte de la non étanchéité éventuelle de la piscine au dessus de 215 m NGF est modélisée par une fuite à 215 m NGF de section totale 0,01 m², soit 100 cm² de fissure cumulée non seulement du béton à la jonction piscine canal de transfert mais également de façon très pénalisante du cuvelage inox ;
- Le séisme est supposé également conduire à la perte d'étanchéité du gaz de couverture, hypothèse pénalisante pour les débits de fuite du bloc pile ;
- On suppose la mise en route du CES dès que le volume d'eau de ruissellement en A11 dépasse le volume minimum de 60 m³.
- On ne suppose pas de défaillance de vanne du CRU puisque ce scénario est hors dimensionnement.
- La réalimentation en eau depuis l'extérieur est simulée par le débit de 250 m³.h⁻¹ d'eau de nappe dès que le niveau en piscine atteint 220 m NGF.

Les résultats montrent que le niveau d'eau dans le bloc pile est alors maintenu au dessus des clapets de convection naturelle sur le long terme.

Résultats de la simulation

Chute des barres à t = 4,50E-02 s
 Arrêt des pompes CRA à t = 1,80E-01 s
 Ouverture du clapet Casse Siphon à t = 1,11E+01 s
 Mise à feu des vannes pyrotechniques à t = 4,67E+01 s
 Passage sous le clapet Convection Naturelle Haut (213,95) à t > 4,56E+01 s
 Passage sous le clapet Convection Naturelle Bas (213,54) à t > 4 j
 Passage sous le niveau haut des plaques combustible (212,25) à t > 4 j

Visualisation des courbes

- Le dénoyage du premier clapet de convection naturelle se produit environ une minute après la brèche, mais n'est que très transitoire car il est renoyé dès que le déclenchement des vannes pyrotechniques a eu lieu.

Etat final : Réacteur à l'arrêt, refroidissement en convection naturelle.

3.3.4.4 Rupture d'un nombre important de doigts de gant ou de la tuyauterie principale D₂O

La marge de dimensionnement des doigts de gants dans leur ensemble et de la tuyauterie principale permet d'exclure leur rupture même au SMS + σ .

Il faut noter que pour ces deux scénarios extrêmes les nouveaux circuits ne peuvent empêcher le dénoyage du cœur. Ils augmentent seulement le délai entre le passage sous le dernier clapet de convection naturelle et le dénoyage du haut des plaques.

Réacteur en fonctionnement, la fusion du cœur sous eau serait donc inévitable à ce niveau d'aléa extrême. Cet événement, quel que soit le niveau de perte de confinement, n'induit pas d'effet falaise.

Réacteur à l'arrêt avant déchargement, le dénoyage du cœur, donc la fusion du cœur à l'air à chaud, n'est possible que pour le scénario de rupture de l'ensemble des doigts de gant avec non fermeture de l'ensemble des VS.

Cependant, la mise en place du Circuit de Dégonflage Sismique programmée en 2012, permet d'éviter tout effet falaise en respectant la « zone de danger immédiat » du PPI (cf. 3.2.3.5).

Page : 145 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

3.3.5 Maîtrise du confinement

L'analyse du risque d'explosion du deutérium de la SFH, en B42, montre que l'éventuelle agression des deux files de THE et PAI sismiques du circuit d'effluents gazeux, situées dans la casemate B40 juste en face, ne peut être totalement exclu (cf. paragraphe sur l'examen de conformité des éléments clés).

La recherche d'autres emplacements dans le bâtiment réacteur, pour la mise en place des deux files de THE et PAI, a conduit l'ILL à proposer en 2008 un nouveau circuit de sauvegarde sismique, redondant, respectant le critère de séparation géographique et protégé de tout agresseur. Ce nouveau circuit, Circuit de Dégonflage Sismique, permet également de séparer la fonction ventilation des zones à risque de contamination en fonctionnement normal, fonction principale du circuit d'effluents gazeux, de la fonction de dégonflage et de maintien de la dépression du bâtiment réacteur en situation accidentelle, fonction principale d'un circuit de sauvegarde.

Cette évaluation effectuée dans le cadre du REX Fukushima montre que certaines exigences de ce circuit doivent être modifiées :

- Dimensionnement au séisme : SMS avec une marge, au sens de cette évaluation complémentaire, d'un facteur 2 pour couvrir $SMS + \sigma$,
- débit nominal par file : $2400 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ au lieu de $1200 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ prévu initialement ;
- Emissaires de rejet : chaque file à son propre émissaire remontant le long de l'enceinte pour ne plus être dans le carneau et la cheminée de 45 m. Cela garantit la totale redondance et indépendance de chacune des deux files.

L'analyse des marges sur les traversées d'enceinte de grandes dimensions montre que la perte du confinement de type « grosse brèche » est exclue jusqu'à $SMS + \sigma$. Seule la porte à camion ne dispose pas de la marge de 2, mais la perte de stabilité correspondante n'implique qu'une brèche de petite dimension. Elle sera cependant renforcée pour disposer également de la marge de 2 permettant d'exclure jusqu'à $SMS + \sigma$, la perte totale du confinement.

Les paragraphes suivants montrent qu'avec ce nouveau circuit de sauvegarde et le dimensionnement de l'isolement d'enceinte au $SMS + \sigma$, qui permet d'exclure la « grosse brèche » dans l'enceinte de confinement, les moyens de mitigations des scénarios de fusion à l'air permettent dans tous les cas de respecter la « zone de danger immédiat » du PPI et donc d'éviter tout effet falaise.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 146 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

3.3.5.1 Fusion à l'air à froid

La fiche suivante concerne une fusion à l'air au moment du déchargement donc avec le temps de refroidissement le plus faible, seulement 24 heures. Elle est donc enveloppe de tous les autres cas de fusion à l'air à froid, en particulier dans le canal 2 ou au moment du changement d'eau.

Elle intègre une nouvelle consigne de mise en dépression à -20 mbar de façon préventive juste au moment de la remontée de l'élément combustible jusqu'à la fermeture de la vanne de la hotte.

ANALYSE COMPLEMENTAIRE HORS DIMENSIONNEMENT : PERTE REFROIDISSEMENT + PERTE CONFINEMENT AVEC CDS ET ISOLEMENT D'ENCEINTE
Lignes de défense postulées comme rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Gonflage de l'espace annulaire : perte du système de gonflage normal et de secours ; ▪ Circuit d'Effluents Gazeux : l'aléa étant supposé supérieur au SMS, il implique également la perte des ventilateurs et de la filtration par THE et PAI ; ▪ Confinement deuxième barrière : brèche pendant le déchargement. Lignes de défense disponibles : ▪ Circuit de Dégonflage Sismique : critère : opérabilité ; ▪ Isolement d'enceinte : isolement redondant de toutes les traversées d'enceinte de façon totalement passive : critère : opérabilité et étanchéité relative au SMS + σ ; « Petite brèche » dans l'enceinte de confinement : ▪ Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » reste comprise dans le périmètre PPI. « Moyenne brèche » dans l'enceinte de confinement : ▪ Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » reste comprise dans le périmètre PPI.

3.3.5.2 Fusion à l'air à chaud

La fiche suivante concerne une fusion à l'air de l'élément combustible en refroidissement dans le bloc pile pendant les 24 premières heures et après les 2,5 premières heures qui suivent l'arrêt du réacteur.

Il faut bien noter que tous les scénarios plausibles, au sens d'un niveau d'aléa sismique ultime égal au SMS + σ , sont prévenus par la mise en place des circuits de sauvegarde CRU et CEN.

Le seul scénario qui n'est pas prévenu par la mise en place de ces nouveaux circuits correspond au scénario de rupture de l'ensemble des doigts de gant et des manchettes avec la non fermeture de l'ensemble des vannes de sécurité, scénario largement au-delà du niveau « ultime plausible » de l'aléa sismique.

Pour tester la robustesse des moyens de prévention et de mitigation que l'ILL a proposé de mettre en place en 2008, en tenant compte des modifications proposées précédemment dans le cadre du REX Fukushima, ce scénario est cependant évalué dans la fiche suivante :

ANALYSE DU SCENARIO HORS DIMENSIONNEMENT AVEC CRU, CES, CEN et CDS
Lignes de défense rendues indisponibles par l'initiateur : ▪ Confinement deuxième barrière : - o Perte de tous les doigts de gant ; - o Perte de toutes les Vannes de Sécurité ; - o Perte d'intégrité du bloc pile en piscine ; ▪ Gonflage de l'espace annulaire : perte du système de gonflage normal et de secours :

ANALYSE DU SCENARIO HORS DIMENSIONNEMENT AVEC CRU, CES, CEN et CDS

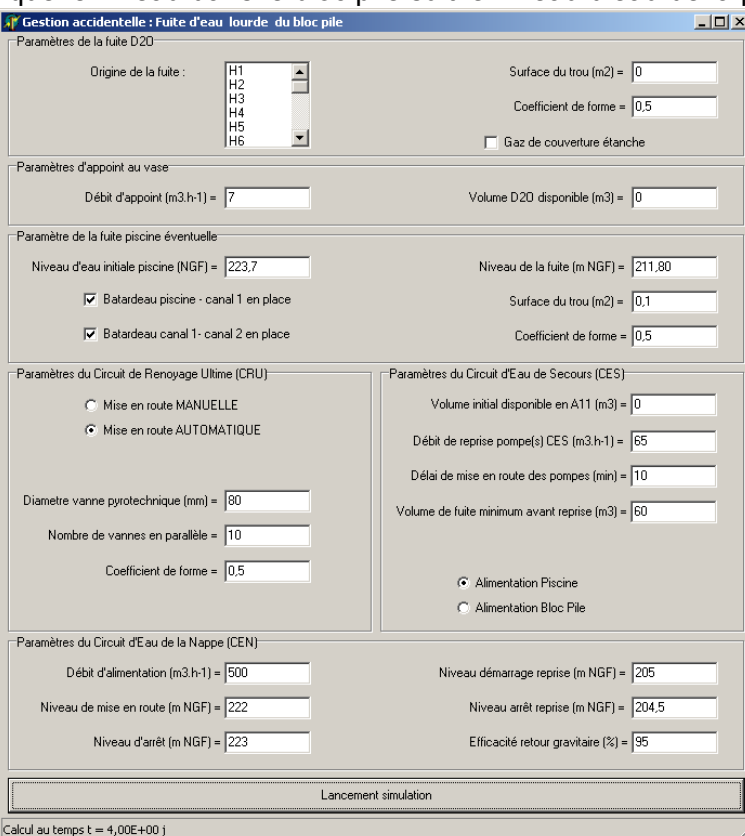
- **Circuit d'Effluents Gazeux** : l'aléa étant supposé supérieur au SMS, il implique également la perte des ventilateurs et de la filtration par THE et PAI ;

Lignes de défense disponibles :

- **Circuit de Renoyage Ultime** : critère : opérabilité ;
- **Circuit d'Eau de Secours** : critère : opérabilité ;
- **Circuit d'Eau de Nappe** : critère : opérabilité ;
- **Circuit de Dégonflage Sismique** : critère : opérabilité ;
- **Isolement d'enceinte** : isolement redondant de toutes les traversées d'enceinte de façon totalement passive : critère : opérabilité et étanchéité relative au SMS + σ ;

Traitement : La chute de barres est déclenchée préventivement sur le premier seuil, à 0,01g, en 2/3 des accéléromètres situés au niveau B du bâtiment réacteur.

Cette modélisation suppose donc une communication entre le bloc pile et la piscine de telle sorte que le niveau dans le bloc pile suit le niveau d'eau de la piscine.



- La prise en compte des fuites de la piscine et du bloc pile par l'ensemble des doigts de gant, sauf H9 et H11 pour lesquels la marge dépasse 4, est simulée par une fuite de la piscine au plan médian cœur, 211,80 m NGF, avec une surface cumulée égale à la somme des surfaces du diamètre de passage de toutes les VS, soit 0,1 m² ;
- La communication totale du bloc pile et de la piscine est simulée par la valeur fictive de 10 vannes pyrotechniques ;
- La réalimentation en eau depuis l'extérieur est simulée par l'injection d'un débit max de 500 m³.h⁻¹ d'eau de nappe dès que le niveau en piscine atteint 222 m NGF.
- On suppose la mise en route du CES dès que le volume d'eau de ruissellement en A11 dépasse le volume minimum de 60 m³.

Les résultats sont les suivants :



- Le dénoyage du dernier clapet de convection naturelle se produit environ 13 minutes après la brèche ;
- Plus de 10 minutes plus tard, dénoyage du haut des plaques combustible.
- Ces durées sont suffisantes pour mettre l'enceinte en dépression préventive avec le CDS, à -10 mbar, permettant ainsi d'éviter toute fuite directe.

Etat final : Fusion du cœur à l'air à chaud.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 148 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 3 Séisme

ANALYSE DU SCENARIO HORS DIMENSIONNEMENT AVEC CRU, CES, CEN et CDS

Gravité des conséquences radiologiques : La « zone de danger immédiat » reste comprise dans le périmètre PPI.

Les circuits de sauvegarde proposés sont donc particulièrement robustes puisqu'il permettront d'éviter tout effet falaise, même dans le scénario le plus extrême de fusion du cœur à l'air à chaud avec dégradation importante du confinement.

Deux mesures simples, qui permettent de durcir les moyens de prévention et de mitigation, sont également proposées :

- Réglage de la surpression de l'espace annulaire à 50 mbar à la fin de l'arrêt réacteur (BS en position basse et BP totalement rentrée) : cette mesure simple permet de diminuer fortement la surpression initiale dans le bâtiment réacteur au moment de l'aléa sismique en diminuant le débit de fuite de l'espace annulaire vers l'enceinte béton. La maîtrise de la réactivité étant assurée, la seule surpression accidentelle possible est consécutive à la combustion des sources de neutrons froids et chauds. Cette surpression étant inférieure à 50 mbar, elle est donc bien couverte par la valeur proposée de surpression dans l'espace annulaire ;
- Fermeture préventive de l'ensemble des Vannes de Sécurité à la fin de l'arrêt réacteur : cette mesure simple permet certainement de minimiser de façon très efficace les fuites possibles en cas de rupture des doigts de gant même en supposant l'écroulement des casemates primaires du niveau C. En effet c'est essentiellement la tige de commande des VS qui peut être agressée empêchant leur fermeture si celles-ci sont ouvertes. Par contre, vannes fermées, l'agression peut au pire conduire à une perte d'étanchéité relative donc conduire à un débit de fuite beaucoup plus faible qu'avec des vannes totalement ouvertes.

Page : 149 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 3 Séisme	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 150 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap.4 <i>Inondation</i>

CHAPITRE 4

INONDATION

Page : 151 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 4 Inondation	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Résumé

Le RHF est conçu pour résister à une inondation à la cote maximale de 210,50 m NGF. Si cette cote couvre toutes les crues de l'Isère et du Drac, elle ne couvre pas la cote obtenue sur le site de l'ILL lors de la rupture du barrage du Monteynard, la hauteur d'eau atteinte étant de 4 à 5,7 m sur le site suivant que l'on retient la rupture du Monteynard seul ou la rupture en cascade de l'ensemble des barrages situés sur le Drac.

Une hauteur d'eau jusqu'à la cote de 216,2 m NGF a les conséquences suivantes sur l'installation :

- Inondation du niveau C du bâtiment réacteur par les grandes portes (porte à camion et porte de la cour à l'anglaise) qui ne sont pas dimensionnées pour une telle hauteur d'eau,
- Perte de l'ensemble des alimentations électriques,
- Perte du PCS.

L'ensemble de ces défaillances ne conduit cependant pas à un accident, le cœur du réacteur et les éléments combustibles en refroidissement en piscine étant toujours correctement refroidis en convection naturelle.

Afin de sauvegarder l'installation en tant qu'outil de production et d'assurer le maintien de la troisième barrière de confinement dans une telle situation, l'ILL propose le renforcement de toutes les ouvertures qui le nécessitent.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 152 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 4 Inondation

4. INONDATION

4.1 Dimensionnement de l'installation

4.1.1 Inondation de dimensionnement

L'ILL est situé en amont du confluent de l'Isère et du Drac, en rive droite du Drac et en rive gauche de l'Isère.

Ces deux rivières ont des régimes assez différents, la première étant alimentée par les pluies liées aux perturbations océaniques, la seconde, en général, par les pluies liées aux perturbations méditerranéennes. Il en résulte qu'il est assez rare que leurs crues se produisent simultanément [14].

4.1.1.1 Le Drac

Le Drac prend sa source à 1900 m d'altitude au Sud du Massif des Ecrins.

A son entrée dans la plaine de Grenoble, il a déjà un cours de près de 100 km.

Le Drac est un torrent caractérisé par un régime proprement nival, avec des crues de printemps et des étiages d'hiver. Au niveau du site, sa pente moyenne est de 3,5 mm/m. Ses principaux affluents sont :

- Sur la rive droite :
 - o La Severaisse.
 - o La Malsanne.
 - o La Romanche, elle-même grossie de l'Eau d'Olle.
- Sur la rive gauche : La Gresse.

Le Drac draine un bassin de 3 560 km², limité à l'ouest par les montagnes de Lans, au sud par la ligne des cols de la Croix Haute et Bayard et à l'est par la ligne de crêtes joignant le Grand Pinier au Col du Lautaret en passant par le Mont Pelvoux.

Comme beaucoup de rivières de montagne, le Drac et la Romanche ont vu leur cours et leur régime très modifiés du fait de l'endiguement des berges visant à la défense des riverains contre les crues, puis, plus récemment, par les canalisations et les barrages établis aux fins de production d'électricité. En amont du site, la vallée du Drac est coupée par quatre barrages (Sautet, Saint Pierre-Cognet, Monteynard et Notre-Dame de Commiers) et la vallée de la Romanche par le barrage de Chambon.

Enfin, sur l'Eau d'Olle, affluent de la Romanche, un barrage de grande capacité, la retenue de Grand'Maison, a été mis en service en 1985.

Au niveau de Pont-de-Claix, on trouve sur la rive droite du Drac deux canaux : le canal de dérivation du Drac entre Champ-sur-Drac et Echirolles et le canal de dérivation de la Romanche entre Basse-Jarrie et Grenoble. Ensuite, deux digues espacées d'environ 150 m canalisent le Drac en un tracé très rectiligne sur toute sa longueur entre Pont-de-Claix et Grenoble, sauf entre Pont-de-Claix et le rocher de Comboire, portion sur laquelle il n'y a de digue que sur la rive droite.

Au droit du polygone scientifique, quatre seuils sont implantés sur le Drac :

- Seuil Berriat à la cote 211,40 m NGF, au droit du pont Berriat, situé à 3715 m environ en amont de la confluence Drac – Isère.
- Seuil Vercors à la cote 209,95 m NGF, au droit du pont du Vercors, situé à 3345 m environ en amont de la confluence Drac – Isère.

Page : 153 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 4 Inondation	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

- Seuil ILL à la cote 207 m NGF, situé à 1850 m environ en amont de la confluence Drac – Isère.
- Seuil DDE à la cote 204,50 m NGF, noyé depuis la mise en eau du barrage, situé à 1510 m environ en amont de la confluence Drac – Isère, et à l'aval du seuil ILL.

La stabilisation du niveau de l'Isère par le barrage de Saint-Egrève, se fait sentir sur le Drac jusqu'au niveau du seuil de l'ILL uniquement.

4.1.1.2 L'Isère

L'Isère a un bassin versant beaucoup plus important que celui du Drac : sa surface est de 5 720 km² jusqu'à Grenoble au confluent avec le Drac, à l'aval de Grenoble, l'Isère a un cours d'environ 180 km depuis sa source près du Col de l'Iseran. Elle a reçu de nombreux affluents dont le Doron, l'Arly et l'Arc.

Etant donné sa plus faible pente que celle du Drac et sa charge, on constate aussi un exhaussement progressif de son lit entre ses digues.

L'Isère a un régime "nivo-pluvial" assez semblable à celui du Drac avec deux maxima, mais la poussée de mai-juin est beaucoup plus réduite dans le temps et par conséquent, nettement plus marquée. Cette poussée que l'on appelle aussi crue nivale, est souvent renforcée par le ruissellement. La pénurie estivale est d'autant mieux marquée que la crue nivale a été plus rapide. Le deuxième maximum est, en général, marqué et les crues les plus fortes sont souvent en octobre, novembre, décembre, car à l'absence d'évapotranspiration s'ajoute de très fortes pluies qui entraînent alors des crues subites.

Comme le Drac, l'Isère est équipée en installations hydroélectriques et barrages : Tignes, Roselend, Bissorte, La Grotte.

Après son confluent avec le Drac, l'Isère parcourt environ 90 km. Elle s'écoule en grandes lignes droites dans le bas Grésivaudan jusqu'au seuil de Saint-Gervais.

Le barrage de Saint-Egrève maintient le niveau de l'Isère à la cote plus ou moins stable de 205,50 m NGF. Cette stabilisation de niveau se répercute à l'amont jusqu'au pont de la Porte de France. La mise en place de ce barrage (mise en eau en 1990-1991) a eu notamment pour conséquence une remontée du niveau de l'eau au Nord de la presqu'île. Afin de pallier cette remontée, un réseau de drainage enterré a été réalisé afin de ne pas dépasser la cote critique de 203,50 m NGF au centre du synchrotron (ESRF). Ces aménagements sont décrits au § 4.1.1.6.

4.1.1.3 Les crues naturelles de l'Isère et du Drac

La montée des eaux de l'Isère en cas de crue naturelle est relativement lente. La montée des eaux du Drac en cas de crue naturelle est en théorie plus rapide mais dépend fortement du niveau de remplissage des barrages situés en amont, constituant une atténuation réelle des crues.

La construction de barrages importants en amont de Grenoble sur L'Isère et le Drac, au cours des cent dernières années (Barrage de Tignes, Roselend sur l'Isère ou ses affluents, barrage du Monteynard, du Sautet, du Chambon et de Grand-Maison sur le Drac ou ses affluents), ainsi que l'aménagement de leurs berges rendent difficile la comparaison des crues passées avec l'écoulement actuel de ces cours d'eau.

4.1.1.3.1 Historique des crues naturelles observées de l'Isère

La crue de l'Isère la plus ancienne connue est celle de 1859, correspondant à la crue bicentennale (débit 1890 m³/s en amont de la porte de France et 1535 m³/s en aval de la porte de France à Grenoble). Il semble qu'au cours de cette crue, le périmètre du polygone scientifique n'a pas été inondé. En revanche, une hauteur d'eau de +5,4 m au-dessus de l'étiage a été mesurée dans Grenoble.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 154 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 4 Inondation

Les crues les plus importantes, ces dernières années, ont été observées en 1968, mai 1999, octobre 2000 et mars 2001.

La crue de 1968 est la crue la plus importante depuis 1920, avec un débit de 980 m³/s et une hauteur d'eau à l'échelle Bastille de +3,26 m (hauteur équivalente reconstituée, car le tarage date de 1994).

En mai 1999 et octobre 2000, les niveaux d'eau maximum atteints à l'échelle Bastille sont respectivement de +2,88 m et +2,70 m et les débits atteints sont respectivement de 854 m³/s et 806 m³/s.

La crue de mars 2001 correspond à la deuxième crue la plus importante depuis 1920. Le niveau d'eau maximum atteint à l'échelle Bastille est de +3,15 m pour un débit maximal de 936 m³/s.

Au cours de cette crue il a été observé une augmentation du débit nominal de 500 m³/s à 936 m³/s en 24 h. Il n'a pas été observé de débordement de l'Isère en amont ou en aval de Grenoble. Le débit du Drac n'a pas connu d'augmentation notable.

La côte de +210,11 NGF (correspondant à une montée d'eau de +3,5 m), niveau d'alerte Bastille (en amont du polygone scientifique) n'a jamais été atteint depuis 1989, date de mise en place du règlement d'alerte de crue.

4.1.1.3.2 Historique des crues naturelles observées du Drac

Suite à la crue catastrophique de 1856, des travaux furent entrepris pour maintenir le Drac dans son lit.

La cote de référence pour le Drac est 212,72 m NGF.

Les dernières crues importantes datent de 1928 (+3,9 m/cote de référence), 1956 (+4,2 m/cote de référence) et 1960 (+2,7 m/cote de référence, débit de 1050 m³/s).

Lors de la dernière crue de 1993, le débit maximal atteint était de 833 m³/s à Fontaine.

4.1.1.4 Hypothèses retenues à la conception du RHF

En un siècle, la topographie de Grenoble a beaucoup changé (destruction des fortifications, amélioration des digues, construction d'immeubles, de remblais, voies ferrées, mise en place d'un réseau d'égouts, réservoirs de barrage en amont, etc). L'absence de crue importante depuis 1859 rend encore plus difficile les appréciations. **Toutefois, le niveau retenu à la conception du bâtiment du RHF (210,50 m NGF) devrait le mettre à l'abri des plus fortes crues prévisibles.**

D'après M. PARDE [15], la crue millénaire pour l'une ou l'autre rivière pourrait atteindre 3000 m³/s.

Les débits de crue envisagés à Veurey, situé après le confluent Drac-Isère, sont les suivants :

- 1000 ans : 3500 m³/s
- 100 ans : 2500 m³/s
- 10 ans : 1800 m³/s

L'évaluation du débit instantané, dit de pointe, n'a pas de sens compte tenu de la dimension du bassin versant (environ 10000 km²) à Veurey : les hydrogrammes des fortes crues de l'Isère à Grenoble et à Veurey, présentent un aspect régulier, peu acéré, à croissance et décroissance lentes.

Les hydrogrammes des crues du Drac seraient plus irréguliers et les variations plus rapides et plus fortes. Mais, compte tenu de l'équipement actuel en réserves hydroélectriques (280 millions de m³ utiles) et donc de l'écrêtement possible, il en résulterait une atténuation réelle des crues, d'autant plus importante que la possibilité de stockage aurait été prévue large.

Enfin des casiers d'inondation ont été mis en place sur l'Isère en amont de Grenoble avec une capacité de stockage très importante :

<i>Casier</i>	<i>Crue bicentennale</i>		<i>Crue centennale</i>	
	<i>Cote NGF*</i>	<i>Volume (mm³)</i>	<i>Cote NGF*</i>	<i>Volume (mm³)</i>
La Pierre	231.10	2.500	229.93	1.000
Brignoud	228.35	1.200		
La Bâtie	223.55	2.250	222.87	1.000
Saint-Ismier	219.54	2.600	218.82	1.600
Montbonnot	217.96	2.460	217.25	0.600
Muriannette	216.39	1.550	215.71	0.600
La Taillat	215.18	1.860	214.84	1.200

Il semble donc que les seuls risques de crues très importantes à Grenoble puissent résulter d'une rupture de barrage. Les réserves provoquées par les retenues en amont de Grenoble s'élèveraient à environ 1 milliard de m³. Citons les barrages de Tignes, Roselend, ainsi que ceux de Monteynard, du Sautet, du Chambon, de Grand-Maison, et l'éboulement potentiel de Séchilienne.

4.1.1.5 Estimation des crues de période de retour supérieure ou égale à 200 ans

4.1.1.5.1 Isère

Nous possédons des informations sur la crue bicentennale (observée en 1859, 1535 m³/s à Grenoble) pour laquelle des calculs de hauteur de ligne d'eau ont été réalisés (étude SOGREAH avec le code de calcul CARIMA). Le tableau suivant présente les cotes supérieures estimées de la ligne d'eau ainsi que le niveau de la digue correspondante, au niveau de l'ILL (cote NGF ortho) :

N° du profil	Cote point haut digue	Cote Isère crue bicentennale (calcul)	Marge avant débordement
619 (amont ILL)	210,29	208,53	1,76 m
621 (niveau ILL)	210,06	208,42	1,64 m
623 (aval ILL)	209,56	208,21	1,35 m
625 (aval ILL)	209,21	208,03	1,18 m

L'étude ne fait apparaître aucun débordement en rive gauche au niveau de l'ILL.

4.1.1.5.2 Drac

La crue avec une période de retour supérieure à 500 ans a été estimée à 2400 m³/s. Des calculs de hauteur de ligne d'eau ont été réalisés pour cette crue (étude SOGREAH avec le code de calcul CARIMA) :

N° du profil	Cote point haut digue	Cote Drac crue 500 ans (calcul)	marge avant débordement
140 (amont ILL)	212,74	212,29	0,45 m
142 (niveau ILL)	212,13	209,07	3,06 m
143 (aval ILL)	211,93	208,73	3,20 m

L'étude ne fait apparaître aucun débordement en rive droite au niveau de l'ILL.

4.1.1.6 Remontée de nappe phréatique

L'aménagement EDF de l'Isère moyenne aval prévoyait initialement trois barrages-usines.

Le barrage-usine le plus en amont, "Noyarey St Egrève" en créant une retenue d'eau réglée à la cote 205,5 m NGF, a provoqué une remontée des niveaux d'eau de l'Isère, jusqu'au pont de la Porte de France dans Grenoble et des niveaux du Drac, jusqu'au seuil de l'ILL.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 156 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 4 Inondation

Les modifications apportées aux écoulements en rivière se répercutent sur les conditions d'écoulement de la nappe phréatique. C'est pourquoi un système de drainage a été prévu à l'extrémité de la presqu'île avec pour objectif de conserver la nappe phréatique approximativement à son niveau de 1980.

Les drains qui concernent le site autour de l'ILL sont :

- Le drain "Rue des Martyrs" et "des Sports", longeant la rue des Martyrs entre le carrefour d'entrée au complexe ILL-ERSF-ST Ericsson et l'extrémité Nord de l'ESRF, rabattant la nappe entre les cotes 203,50 et 203,00 m NGF.
- Le drain du Drac, longeant le Drac depuis le seuil de prise de l'ILL et se bouclant sur le précédent, rabattant la nappe entre les cotes 203,50 et 203,00 m NGF.

Les drains sont reliés à une station de relevage située à proximité de l'échangeur autoroutier au N.O de l'ILL.

La défaillance éventuelle du système de drainage du confluent a été analysée, en supposant qu'elle est suivie d'une vidange de la retenue au bout d'un délai variant de 15 minutes à 1 heure [26].

La nappe au niveau du RHF remonterait alors à une cote maximale inférieure à 205,40 m NGF pour des débits normaux et 206,19 m NGF pour des débits de crue.

En cas de crue de l'Isère supérieure à 1000 m³/s, mesurée en aval du confluent Drac/Isère, le barrage s'effacera pour restituer des écoulements identiques aux écoulements naturels.

4.1.1.7 Conclusion

La prise en compte d'un niveau 210,50 m NGF à la conception du RHF est largement suffisante pour prévenir une inondation consécutive à une crue de l'une des deux rivières qui bordent le site du polygone scientifique ou à une remontée de la nappe phréatique.

4.1.2 Dispositions de protection

Les premières dispositions de protection, vis-à-vis des crues de l'Isère et du Drac, sont les digues au droit du site de l'ILL. Nous avons vu précédemment que la protection vis-à-vis des crues les plus importantes actuellement retenues sur ces cours d'eau est très importante au droit de l'ILL :

- 1,64 m par rapport au niveau d'eau de la crue bicentennale de l'Isère ;
- 3,06 m par rapport au niveau d'eau de la crue de période de retour 500 ans du Drac.

4.1.2.1 Dispositifs anti-crue

4.1.2.1.1 Drac – prise d'eau des circuits de refroidissement

Une canalisation en acier, de diamètre 1 500 mm, assure l'écoulement du débit de 9 000 m³/h entre la prise d'eau et le bassin de la station de pompage. Elle débute par une portion ascendante sensiblement verticale, dont la partie inférieure dans le puits de départ est élargie, sur une hauteur de 2 m, jusqu'à 1800 mm. Le niveau d'aspiration est 205,20 m NGF.

Le fil d'eau de cette canalisation remonte au niveau 211,00 m NGF avant le passage sous l'autoroute A480 par la galerie technique : il est ainsi possible de désamorcer le siphon même en cas de crue exceptionnelle du Drac, cette cote étant bien supérieure à la cote de 209,07 m NGF correspondant à la crue de période de retour 500 ans. Ce dispositif assure donc la protection du bassin de pompage dans ILL8, donc du site, vis-à-vis d'une inondation lors d'une crue du Drac par la prise d'eau de refroidissement.

Par ailleurs des dispositions complémentaires d'isolement de la prise d'eau sont prévues dans le cadre de la gestion de crise (cf § 7).

Page : 157 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 4 Inondation	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

4.1.2.1.2 Portes anti-crue

Des portes anti-crue sont disposées dans un certain nombre de locaux pour lesquels la cote est sous la valeur de 210,50 m NGF retenue pour le dimensionnement :

- 8 portes anti-crue protègent le bâtiment ILL 4 ;
- 1 porte anti-crue protège la salle HT ;
- 1 porte anti-crue protège le Poste de Contrôle de Secours (PCS).

4.1.2.2 Dispositif de protection vis-à-vis de la rupture du barrage du Monteynard

La rupture totale du barrage du Monteynard à t_0 conduit à l'arrivée sur le site de l'ILL du front d'onde à $t_0 + 58$ mn, et à un niveau d'eau maximal de 216 m à $t_0 + 79$ mn. Sa vitesse est de 2,6 m/s. (ref (102)).

L'enceinte métallique risquant de ne pas supporter un tel chargement, le dispositif de protection consiste à dégonfler l'espace annulaire et à l'ouvrir en deux endroits, c'est-à-dire à la prise d'air frais et côté ILL 7, pour laisser l'eau monter de part et d'autre de cette enceinte et ainsi éviter tout chargement dommageable (cf. § 7).

4.1.3 Conformité de l'installation

Le dimensionnement du RHF n'est pas conforme à la RFS I.2.e ; en effet :

- La crue millénale n'étant pas connue, la cote majorée de sécurité correspondant à cette crue + 15 % n'est pas définie ;
- Le dimensionnement ne tient pas compte de l'effacement de l'ouvrage de retenue le plus contraignant (barrage de Monteynard) cumulé avec la crue historique la plus forte ou la crue centennale si celle-ci est plus importante.

La mise en conformité est prévue dans le cadre de la prochaine mise à jour du rapport de sûreté (2012). Cette cote est cependant déjà prise en compte et intégrée dans les procédures de gestion de crise concernant l'inondation sur le site (cf § 7 – Gestion de crise). Pour ce qui concerne les SSC clés, le tableau de synthèse du dimensionnement et des marges présenté au § 4.2.2 identifie les renforcements à réaliser.

Cette agression externe est néanmoins étudiée dans le § 4.2 et montre que les conséquences sont acceptables. Cela répond, par conséquent, à la demande formulée par l'ASN suite au GP sur le thème de l'inondation des 21 et 22 mars 2007.

4.2 Evaluation des marges

Les SSC clés et agresseurs impactés par l'inondation sont ceux situés en-dessous de la cote correspondant à l'effacement du barrage de Monteynard. Comme indiqué précédemment, le dimensionnement de l'installation ne tient pas compte de cette agression ; les éléments situés sous la cote de 210,5 m NGF ont été, pour certains, dimensionnés pour résister à cette cote.

Dans cette partie on examine la résistance de ces SSC clés et agresseurs aux deux sollicitations suivantes :

- la rupture du barrage de Monteynard,
- la rupture de tous les barrages situés sur le Drac consécutive à un séisme en tant qu'agression extrême. Il est à noter que, s'il est demandé d'étudier ce scénario dans le cadre de ce dossier (cf chapitre 5), il est extrêmement improbable. Il s'agit de la cote la plus élevée physiquement possible à Grenoble, ce qui est extrêmement pénalisant (voir argumentaire au § 5.2.1)

Le paragraphe suivant justifie les niveaux atteints lors de ces deux scénarios. Les marges sur chaque SSC clé ou agresseur sont ensuite présentées. Enfin, il justifie que l'inondation seule ne peut pas conduire ni à l'endommagement du cœur, ni à la dégradation du confinement.

4.2.1 Justification des niveaux atteints lors de la rupture des barrages

La seule étude existante à ce jour est celle ayant servi de base à l'établissement du PPI relatif à la rupture du barrage du Monteynard seul (étude réalisée par les services compétents d'EDF en 1995). Aucune étude n'a jamais été réalisée en envisageant la rupture simultanée de tous les barrages situés sur le Drac, ce scénario étant extrêmement improbable (cf § 5.2.1), voire considéré comme impossible. Par ailleurs, dans l'étude PPI, le niveau d'eau au droit de l'ILL n'avait pas été calculé et nous l'avons déduit par extrapolation entre les niveaux atteints calculés aux deux points kilométriques adjacents. Conformément à l'engagement n° 14 (4), l'ILL a donc demandé à la société SOGREAH de mener une étude d'évaluation des submersions maximales, d'une part en cas de rupture du barrage du Monteynard seul, et d'autre part en cas de rupture simultanée de tous les barrages situés sur le Drac. Cette étude fait l'objet du rapport cité en réf (102). Les principaux résultats sont présentés ici.

4.2.1.1 Méthode de calcul et hypothèses

SOGREAH a mis en œuvre, pour cette étude, une modélisation unidimensionnelle avec le code de calcul MASCARET (développé par le CETMEF et EDF-LNHE). Il est à noter que cette méthodologie est celle préconisée par EDF pour tous les barrages dont elle assure la gestion dans le cadre des études de danger associées. La version 6.1.1 du logiciel MASACARET a été utilisée ; ce code résout les équations de Saint Venant à l'aide d'un schéma de type volumes finis explicites.

Les caractéristiques des quatre barrages se succédant sur le Drac et concernés par l'étude figurent dans le tableau suivant :

Barrage	Nature	Capacité (Mm ³)	Distance à l'ILL (sur le lit du Drac)
Le Sautet	Poids béton	107.7	66 km
Saint Pierre de Cognet	Béton voûte mince	27.5	53,2 km
Monteynard	Béton voute épaisse	275	32 km
Notre Dame de Commiers	Terre et enrochements	34	25,1 km

Les hypothèses majorantes suivantes préconisées dans le projet de guide ASN en réf (103) (Protection des Installations Nucléaires de Base contre les inondations externes) ont été considérées dans cette étude :

- la rupture du barrage de Monteynard entraîne la rupture des ouvrages aval : à savoir Notre Dame de Commiers,
- la rupture du barrage du Sautet entraîne celle des trois ouvrages aval : Saint Pierre de Cognet, Monteynard, Notre Dame de Commiers,
- les ruptures sont totales et instantanées, et supposées se produire au moment de l'arrivée de l'onde de submersion pour les barrages aval,
- les plans d'eau sont à leur cote de Plus Hautes Eaux (PHE),
- les niveaux de référence sont les niveaux calculés majorés de 15%.

Nota : en ce qui concerne le barrage de Saint Egrève situé à 4 km en aval de l'ILL, les calculs montrent que sa rupture n'affecte pas le niveau d'eau atteint à l'ILL.

4.2.1.2 Résultats de l'étude SOGREAH

Le tableau suivant présente les résultats pour les deux scénarios au droit de l'ILL : niveau et hauteur d'eau calculés, vitesses maximales, temps d'arrivée de l'onde (minoré de 13% par rapport à la valeur calculée comme préconisé pour ce type d'étude) :

Scénario	Niveau max calculé	Hauteur max calculée	Niveau max préconisé (+ 15 %)	Hauteur Max * Préconisée (+ 15 %)	Vitesse max	Temps arrivée onde
Rupture Monteynard	214,6 m NGF	9,97	216 m NGF	11,47	4 m.s ⁻¹	58 min
Rupture 4 barrages Drac	216,17	11,54	218	13,27	4 m.s ⁻¹	81 min

*La hauteur est calculée par rapport à la cote du fond du lit du Drac

Il est à noter que le niveau maximum préconisé obtenu pour la rupture du barrage du Monteynard seul est plus élevé de 1,5 m par rapport à la valeur extrapolée à partir des données du PPI Monteynard.

La vitesse maximale de l'eau sur le site de l'ILL est de 4 m.s⁻¹ lorsque le niveau d'eau est d'environ 213 m NGF. Elle n'est plus que de 2,6 m.s⁻¹ lorsque le niveau d'eau atteint sa cote la plus élevée à 216,2 m NGF.

Ces vitesses faibles n'ont pas d'effet dynamique significatif sur l'enceinte. Les effets dynamiques potentiels sont dus à l'impact d'agresseurs de masse importante transportés par le courant d'eau.

De ce point de vue l'enceinte métallique, volontairement ouverte pour laisser l'eau monter des deux cotés et éviter toute pression dommageable, est une protection très efficace de l'enceinte béton. Elle va en effet absorber les chocs éventuels des agresseurs, en se déformant voire même en se déchirant localement, et les détourner de part et d'autre du bâtiment réacteur, évitant tout dommage sur l'enceinte béton.

4.2.1.3 Niveaux de référence retenus

Les résultats de cette étude nous conduisent à retenir les niveaux de référence suivant pour l'ILL :

- Pour la rupture du barrage du Monteynard, correspondant au scénario de dimensionnement de l'installation, un niveau de référence égal au niveau max recommandé dans cette étude, c'est-à-dire 216 m NGF
- Pour la rupture simultanée de tous les barrages, scénario extrêmement improbable étudié au titre des situations extrêmes dans le cadre de ce dossier, un niveau de référence égal au niveau max calculé dans cette étude, c'est-à-dire 216,2 m NGF, le niveau max étant calculé en cumulant des hypothèses conservatives comme cela a été explicité au § 4.2.1.1.

Le niveau de dimensionnement retenu sera 216,2 m NGF, légèrement supérieur au niveau maximum recommandé pour la rupture du Monteynard, pour couvrir le niveau atteint en cas de situation extrême correspondant à la rupture des quatre barrages situés sur le Drac.

4.2.2 Evaluation des marges pour chaque SSC clé/agresseur

Chaque SSC clé/agresseur fait l'objet d'une fiche présentant son dimensionnement vis-à-vis d'une agression externe de type inondation.

Lorsque sa résistance peut être démontrée au niveau 216,2 m NGF, il est précisé l'existence ou non d'une marge supplémentaire en terme de hauteur d'eau.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 160 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 4 Inondation

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte : traversée eau secondaire (B02)

Note de référence : réf (70)

Cote de dimensionnement prise en compte : 210,5 m NGF

ANALYSE

La trémie interne qui fait partie intégrante de la troisième barrière présente des marges plus modérées que sous séisme : de l'ordre de 1,2 pour la trémie. Les marges obtenues pour la visserie de la trémie sont quasiment nulles mais résultent d'un calcul pénalisant car faisant reporter sur une vis l'effort provenant des raidisseurs de la trémie.

Conclusion vis-à-vis de la tenue ultime sous inondation à 216,2 m NGF :

Sous une hauteur d'eau triple de celle retenue dans la conception de la traversée, la trémie de la traversée ne résistera pas à la pression exercée par l'eau.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte : traversée sortie ventilation (B20)

Note de référence : réf (72)

Cote de dimensionnement prise en compte : 214 m NGF

ANALYSE

Extrapolation de l'étude pour une cote de 216,2 m NGF : le chargement correspondant au poids de la colonne d'eau est majoré d'un rapport 9,25/7,05 (la hauteur de 7,05 m correspond à la cote 214 m) soit = 1,3.

En combinant avec le poids propre, on obtient alors les contraintes suivantes :

- 75 MPa en membrane et 113 MPa en membrane + flexion dans le tronçon de tuyauterie,
- 88 MPa en membrane et 200 MPa en membrane + flexion dans les pieds.

Il faut comparer ces résultats aux critères de 2.Sm et 3.Sm en niveau D soit 240 et 360 MPa respectivement soit donc une marge minimale de 1,8.

Pour ce qui concerne la visserie de l'ancrage du tronçon, on aurait une marge de 2,7. Pour la fixation des pieds sur les profilés horizontaux, on obtiendrait une marge de 1,5.

Enfin, pour les chevilles les marges seraient diminuées de 30 % pour in fine avoir 1,3 de marge sous ce cas de charge.

Conclusion vis-à-vis de la tenue ultime sous inondation à 216,2 m NGF :

La traversée est dimensionnée pour 216,2 m NGF, avec une marge de 1,5.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte : traversée des fluides (S29/B56)

Note de référence : réf (73)

Cote de dimensionnement prise en compte : 214,5 m NGF

ANALYSE

Vérification de la tenue de la trémie métallique : la marge est de $257/182 = 1,4$. Vis-à-vis de l'inondation à la côte 216,2 m NGF, la marge serait donc approximativement de $1,4 \times 6,2 / (6,2 + 1,7) = 1,1$

Les soudures de la trémie sont largement dimensionnées.

Conclusion vis-à-vis de la tenue ultime sous inondation à 216,2 m NGF :

La traversée est dimensionnée pour 216,2 m NGF.

La marge ultime est de $1,1 \times 1,5 = 1,6$.

Page : 161 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 4 Inondation	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Porte de la cour à l'anglaise

Note de référence : réf. (74)

Cote de dimensionnement prise en compte : 207 m NGF

ANALYSE

Le calcul a été fait avec une hauteur d'eau de 3 m, soit un niveau d'eau correspondant à la cote 207 m NGF. Sous ce chargement, la marge dans les porte-galets est nulle. La visserie (en retenant 560 MPa de critère) a une marge de 2. Les contraintes dans la porte sont acceptables (marge 1,4). Il est par ailleurs montré que du fait de son gonflement sous la pression d'eau, la porte perdrait son étanchéité.

La porte n'est pas en mesure de résister à une hauteur d'eau de 12,2 m.

Conclusion vis-à-vis de la tenue ultime sous inondation à 216,2 m NGF :

La porte ne résiste pas à la pression de l'eau.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte : traversée eau lourde (B02)

Note de référence : réf. (104)

Cote de dimensionnement prise en compte : 210 m NGF

ANALYSE

Le calcul a été fait avec une hauteur d'eau de 3 m, soit un niveau d'eau correspondant à la cote 210 m NGF.

La marge minimale dans les tuyauteries sous l'action de la déformation de la trémie est de 1,05. La marge dans la tôle de la trémie est de 1,1.

La traversée n'est pas en mesure de résister à une pression due à une hauteur d'eau triple.

Conclusion vis-à-vis de la tenue ultime sous inondation à 216,2 m NGF :

La traversée ne résiste pas à la pression de l'eau.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Porte à camion niveau C

Note de référence : -

Cote de dimensionnement prise en compte : aucune

ANALYSE

Conclusion vis-à-vis de la tenue ultime sous inondation à 216,2 m NGF :

La porte ne résiste pas à la pression de l'eau.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte : SAS matériel et sas personnel (niveau C et C1)

Note de référence : -

Cote de dimensionnement prise en compte : aucune

ANALYSE

Conclusion vis-à-vis de la tenue ultime sous inondation à 216,2 m NGF :

Les SAS ne résistent pas à la pression de l'eau.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 162 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 4 Inondation

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte : traversée Hélium (niveau C)

Note de référence : réf (79)

Cote de dimensionnement prise en compte : aucune

ANALYSE

Pour ce qui concerne le chargement à l'inondation, aucun calcul n'a été mené à ce jour. Cependant, la trémie de 30 mm d'épaisseur et ses 20 vis d'ancrage M30 peuvent sans dommage résister à une pression de 5 m d'eau. La contrainte en situation normale (135 mbar) est en effet de 5 MPa et donc sous 500 mbar, on aurait une contrainte très faible de 20 MPa.

Conclusion vis-à-vis de la tenue ultime sous inondation à 216,2 m NGF :

La traversée résiste à la cote de 216,2 m NGF avec une marge largement supérieure à 2.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Isolement d'enceinte : traversée des guides neutroniques H1/H2

Note de référence : réf (80)

Cote de dimensionnement prise en compte : aucune

ANALYSE

L'étude et la validation du comportement normal de la traversée tient compte de la mise au vide du carter et de l'effet de fond associé qui s'applique sur la « fenêtre » située dans le guide à neutrons qui assure l'étanchéité de la traversée avec ses divers joints. En cas de rupture du barrage, le vide serait supprimé dans les carters internes au bâtiment réacteur. La pression résultante de la hauteur d'eau (5,7 m soit 0,57 bar) serait moins élevée que la pression qui s'applique en situation normale de fonctionnement (1 bar).

Conclusion vis-à-vis de la tenue ultime sous inondation à 216,2 m NGF :

La traversée résiste à la cote de 216,2 m NGF avec une marge largement supérieure à 2.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Enceinte métallique

Note de référence : -

Cote de dimensionnement prise en compte : aucune

ANALYSE

En cas de rupture annoncée du barrage, il est prévu d'ouvrir l'espace annulaire afin que le niveau d'eau s'y équilibre avec l'extérieur.

Conclusion vis-à-vis de la tenue ultime sous inondation à 216,2 m NGF :

Dans ces conditions, il n'y aurait pas d'impact sur l'enceinte métallique.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

PCS

Note de référence : réf. (96)

Cote de dimensionnement prise en compte : 210,5 m NGF

ANALYSE

Conclusion vis-à-vis de la tenue ultime sous inondation à 216,2 m NGF :

PCS inondé.

DIMENSIONNEMENT DE L'EQUIPEMENT :

Bâtiment réacteur ILL5

Note de référence : -

Cote de dimensionnement prise en compte : 210,5 m NGF

ANALYSE

Conclusion vis-à-vis de la tenue ultime sous inondation à 216,2 m NGF :

Sous inondation à la côte 216,2 m NGF non concomitante au séisme, la stabilité du bâtiment est respectée. La masse de l'ensemble étant en effet supérieure à la pression exercée par les 16,2 m de hauteur d'eau sous la surface du radier. La tenue de l'enceinte extérieure en béton n'est pas remise en cause par la pression d'eau externe.

Le tableau suivant synthétise la résistance à l'inondation des SSC clés et agresseurs, et précise l'effet de leur perte sur l'installation.

SSC clé ou agresseur	Niveau 216,2 m NGF	Conséquences
PCS	indisponible	Perte de la surveillance de l'installation
IE* : Traversée eau secondaire	Non étanche	Inondation totale des niveaux A et B Inondation du niveau C jusqu'à la cote 216,2 m NGF Perte de l'étanchéité de la troisième barrière
IE : Traversée ventilation	Etanche	
IE : Traversée fluide	Etanche	
IE : Traversée eau lourde	Non étanche	
IE : Traversée hélium	Etanche	
IE : Traversée des guides H1/H2	Etanche	
IE : Porte à camion	Non étanche	
IE : Porte cour à l'anglaise	Non étanche	
IE : SAS	Non étanche	

*IE : Isolement d'enceinte

4.2.3 Evaluation du niveau d'inondation conduisant à l'endommagement du cœur

Le niveau 216,2 m NGF conduit à la perte de toutes les alimentations électriques externes et internes, ainsi qu'à la perte de la source froide extérieure. Le PCS étant indisponible, la conséquence de ce scénario est la perte de la surveillance de l'installation. Ce scénario n'amène cependant pas à l'endommagement du cœur, le refroidissement de ce dernier étant garanti par la convection naturelle dans une telle situation ; la source froide « ultime » étant alors la piscine réacteur, sa capacité thermique permet de garantir un refroidissement correct sur plusieurs semaines en totale autarcie. Aucun niveau d'inondation ne provoque donc à lui seul l'endommagement du cœur.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 164 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 4 Inondation

4.2.4 Evaluation du niveau d'inondation conduisant à la perte du confinement

L'inondation du site n'étant pas susceptible d'endommager le cœur, la dégradation du confinement n'a en soi aucune conséquence directe sur la sûreté de l'installation.

La cote majorée de sécurité proposée dans le cadre de cette évaluation de sûreté (216,2 m NGF, cf 5.2) a deux conséquences sur le confinement :

- Confinement statique : l'enceinte béton est très largement dimensionnée au chargement que représente 5,7 m de hauteur d'eau. Ce n'est cependant pas le cas de l'enceinte métallique qui risque de flamber et d'agresser l'enceinte béton. C'est pourquoi les procédures actuelles de gestion de crise en cas d'inondation prévoient la mise en place d'une disposition simple de prévention qui consiste à dégonfler l'espace annulaire et à l'ouvrir en deux endroits, au niveau de la prise d'air frais et au niveau du bâtiment ILL 7, pour laisser l'eau monter de part et d'autre de cette enceinte et éviter ainsi tout chargement dommageable. ;
- Confinement dynamique : dans l'état actuel de l'installation, cette cote majorée de sécurité conduit à la perte de toutes les alimentations électriques aussi bien externe, 20 kV, qu'internes, diesel de premier secours et diesel sismique de deuxième secours du PCS. L'inondation à 216,2 m NGF conduit donc à la perte du confinement dynamique, l'enceinte béton se stabilisant à la pression atmosphérique extérieure.

4.2.5 Modification envisagée de renforcement de la robustesse

La prise en compte dans le dimensionnement de l'effacement total et instantané du barrage du Monteynard (CMS retenue 216,2 m NGF) nécessite une remise en conformité sur le plan de la surveillance de l'installation : en attendant la construction du PCS3 proposé au § 5.2.3 suivant pour la gestion de la situation de cumul séisme+barrage, un diesel sera mis en place sur le toit ILL4 afin de ré-alimenter la salle de contrôle. Cette modification sera réalisée pendant l'arrêt d'hiver 2011-2012.

Par ailleurs, les renforcements suivants seront réalisés sur la troisième barrière avec comme critère la stabilité et l'étanchéité relative (débit de fuite pour une hauteur d'eau de 216,2 m NGF inférieur ou $10 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ par orifice) :

- renforcement de la porte de la cour à l'anglaise,
- renforcement ou protection de la porte à camion,
- vérification des portes des sas du niveau C et renforcement si nécessaire,
- trémie traversée eau lourde
- trémie traversée eau secondaire

Ces renforcements seront réalisés pendant l'arrêt d'hiver 2013-2014.

Page : 165 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 4 <i>Inondation</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 166 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap.5 Cumul

CHAPITRE 5

AUTRES PHENOMENES EXTREMES

Page : 167 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 5 Cumul	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Résumé

Un séisme nécessite de pouvoir mettre en œuvre et piloter depuis le PCS les circuits de sauvegarde proposés (CRU, CES, CEN et CDS) ; le cumul de ce séisme avec une inondation rendant indisponible ce PCS et son ultime alimentation électrique, ce scénario peut conduire à un effet falaise. Bien que le cumul d'un séisme de niveau SMS avec la rupture du barrage du Monteynard, contrairement à celui d'un séisme suivi d'un tsunami, soit très invraisemblable, l'ILL propose la construction d'un nouveau PCS :

- dimensionné au SMS avec des marges permettant d'assurer sa tenue au SMS + σ ,
- situé au-dessus de la cote 216,2 m NGF (hors d'eau même dans le cas d'une rupture en cascade de l'ensemble des barrages),
- dimensionné à l'explosion d'un camion citerne GPL sur l'A480 située en bordure de site,
- dimensionné au débit de dose correspondant à la fusion du cœur à l'air à chaud,
- équipé de deux diesels permettant de reprendre chacun l'intégralité de la charge électrique des circuits de sauvegarde CES, CEN, CDS et de l'instrumentation nécessaire à leur pilotage,
- équipé en toiture d'une « drop zone » permettant l'acheminement aérien de moyens de secours et de ravitaillement,
- abritant une salle de crise permettant de regrouper les différents postes de commandement prévus dans le PUI.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 168 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 5 Cumul

5. AUTRES PHENOMENES NATURELS EXTREMES

5.1 Conditions météorologiques extrêmes liées à l'inondation

L'inondation la plus pénalisante étant due à la rupture du barrage du Monteynard, elle est totalement indépendante et insensible à des conditions météorologiques mêmes extrêmes.

Ce paragraphe est donc sans objet pour le RHF, une fois prise en compte et retenue pour le dimensionnement, l'inondation consécutive à la rupture du barrage le plus pénalisant, le Monteynard.

L'ensemble de ce chapitre répond donc, de fait, à l'engagement n° 16 (4).

5.2 Séisme + inondation

5.2.1 Hypothèses pour l'étude de cumul d'agressions externes extrêmes

Conformément au cahier des charges annexé à la décision n° 2011-DC-0216, le cumul d'un séisme et d'une inondation est étudié dans ce paragraphe.

L'inondation la plus importante physiquement possible sur le site de l'ILL étant consécutive à la rupture en cascade des ouvrages de retenue situés sur le Drac, c'est cette hypothèse qui est prise en compte pour cette étude de cumul avec un séisme.

Il faut cependant bien noter que si le tsunami est une conséquence possible directe d'un séisme sous marin, il n'en est pas de même de la rupture d'un barrage. En effet, le retour d'expérience de la tenue des barrages soumis à un séisme, en particulier pour les ouvrages de retenue en béton de type voûte, montre une grande insensibilité de ce type d'ouvrage à l'aléa sismique (réf (105))

Les plans particuliers d'intervention des barrages du Sautet et du Monteynard concluent d'ailleurs dans leur chapitre respectif consacré à l'étude des risques :

- « Il doit être retenu, en conclusion, que le barrage du SAUTET, situé dans une zone de faible sismicité, est intrinsèquement insensible au risque sismique » ;
- « Il est retenu que le barrage de Monteynard, situé dans une zone de faible sismicité, est intrinsèquement insensible au risque sismique ».

Quant à la cascade de rupture induite par la rupture du barrage situé le plus en amont, le SAUTET, les hypothèses retenues pour l'onde de submersion dans le PPI qui lui est consacré sont les suivantes :

- Rupture totale et instantanée du barrage du SAUTET (un culot de béton arasé à la cote 680 m NGF resterait en place) ;
- Rupture partielle du barrage de Saint Pierre Cognet (jusqu'à la cote 574 m NGF) ;
- Le barrage de Monteynard admet une surverse sans se rompre ;
- Le barrage de Notre Dame de Commiers est érodé progressivement par l'onde déversant sur la crête.

Une agression sismique de niveau SMS ou plus au niveau de l'ILL du RHF conduisant à la rupture du barrage du Monteynard situé à 32 km, voire du Sautet situé à 66 km, est donc extrêmement peu probable.

Les conséquences d'une telle agression considérée de façon déterministe sont néanmoins envisagées dans le paragraphe suivant.

Page : 169 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 5 Cumul	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

5.2.2 Conséquences sur l'installation

Dans les chapitres consacrés au séisme puis à l'inondation, nous avons vu que les conséquences sur l'installation et la gestion de crise étaient principalement les suivantes :

- Séisme : cette agression externe est susceptible de créer des désordres dans l'installation qui pourraient conduire à un endommagement du cœur du réacteur à plus ou moins long terme. Les lignes de défense (maintien des niveaux d'eau et gestion du confinement) nécessitent toutes deux de disposer d'une alimentation électrique. Cette alimentation électrique est alors fournie par le diesel sismique du poste de contrôle de secours situé à 150 m du RHF. La gestion de la crise « sismique », jouée récemment dans le cadre de l'exercice Richter 38, est alors effectuée depuis ce poste de contrôle de secours ;
- Inondation : cette agression externe ne peut pas créer des désordres dans l'installation conduisant à un endommagement du combustible. Au niveau retenu pour le dimensionnement, 210,50 m NGF, le poste de contrôle de secours est opérationnel avec son alimentation électrique de deuxième secours. Le confinement dynamique de l'installation est donc toujours possible. Au niveau 216,2 m NGF, correspondant à la rupture en cascade des barrages situés sur le Drac (cf § 4.2.1.2), le poste de contrôle de secours est submergé et avec lui, le diesel de deuxième secours privant l'ILL de toutes ses alimentations électriques, et par conséquent, du confinement dynamique sur l'enceinte.

La conjonction des deux aléas peut conduire à un effet falaise, le séisme créant des désordres nécessitant des contre-mesures et l'inondation rendant inopérant le poste de secours, seul endroit permettant de mettre en œuvre ces contre-mesures.

Dans une telle situation, l'exploitant du RHF n'a alors plus aucun moyen d'action fixe et ne pourrait compter que sur des moyens extérieurs.

5.2.3 Modification envisagée de renforcement de la robustesse

La prise en compte de ce cumul d'agressions conduit à envisager la construction d'un nouveau poste de contrôle de secours, dénommé PCS 3, avec les exigences suivantes :

- dimensionnement au séisme au SMS avec une marge, au sens de cette évaluation complémentaire, d'un facteur 2 permettant de couvrir le séisme « ultime plausible » : $SMS + \sigma$,
- dimensionnement à 216,2 m NGF : niveau d'eau maximal physiquement possible sur le site,
- dimensionnement à l'explosion : 80 mbar, correspondant à l'explosion d'un camion citerne GPL 20 tonnes sur l'A480,
- dimensionnement aux rayonnements avec comme scénario de référence la fusion du cœur à l'air à chaud,
- redondance de tous les moyens de sauvegarde, y compris les utilités nécessaires (alimentations électriques notamment).

Le PCS 3 permettra ainsi de gérer tous les types de crise (nucléaire, sismique, inondation, cumul d'agressions). Il sera conçu de façon à permettre la mise en œuvre de tous les nouveaux circuits de sauvegarde (CRU, CEA, CDS, CEN).

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 170 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 6 Electricité

CHAPITRE 6

PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES ET DU REFROIDISSEMENT

Page : 171 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 6 Electricité	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Résumé

Ce chapitre présente les alimentations électriques externes, de premier et de deuxième secours. Par conception, le refroidissement du cœur est assuré juste après l'arrêt en convection naturelle. Le circuit de refroidissement à l'arrêt (CRA) est cependant alimenté sur batterie avec une heure d'autonomie pour assurer un refroidissement en convection forcée. La perte de l'ensemble des alimentations électriques n'a donc aucun impact sur la maîtrise du refroidissement. Le confinement est dégradé en raison de la perte du gonflage de l'espace annulaire et de la perte du confinement statique par le circuit des effluents gazeux (EG), sans que cela n'ait d'impact en l'absence d'accident nucléaire.

La perte de la source de refroidissement externe n'a également aucun impact sur le refroidissement du cœur et des éléments combustibles irradiés (ECI) en décroissance en piscine, la puissance résiduelle étant évacuée par convection naturelle et transférée à la piscine réacteur et au canal 2. Les études montrent que la température se stabilise à 60 °C environ. Sachant que la baisse maximale du niveau de la piscine par évaporation est inférieure à 0,4 m par jour, le refroidissement du cœur dans le bloc pile est assuré pendant plus de 25 jours. De même dans le canal 2, en retenant de façon pénalisante une puissance résiduelle de la totalité des ECI de 0,4 MW, la baisse du niveau par évaporation est également de 0,4 m par jour. Un ECI en refroidissement dans une hotte est alors correctement refroidi pendant au moins 5 jours sans aucune intervention. Si l'élément est « pondé » au fond du canal, cette durée est alors supérieure à 15 jours.

Le cumul de la perte de toutes les alimentations électriques et de la source froide principale est un scénario strictement équivalent à la perte des seules alimentations électriques. Le cœur et les ECI sont refroidis en convection naturelle dans la piscine et le canal 2.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 172 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 6 Electricité

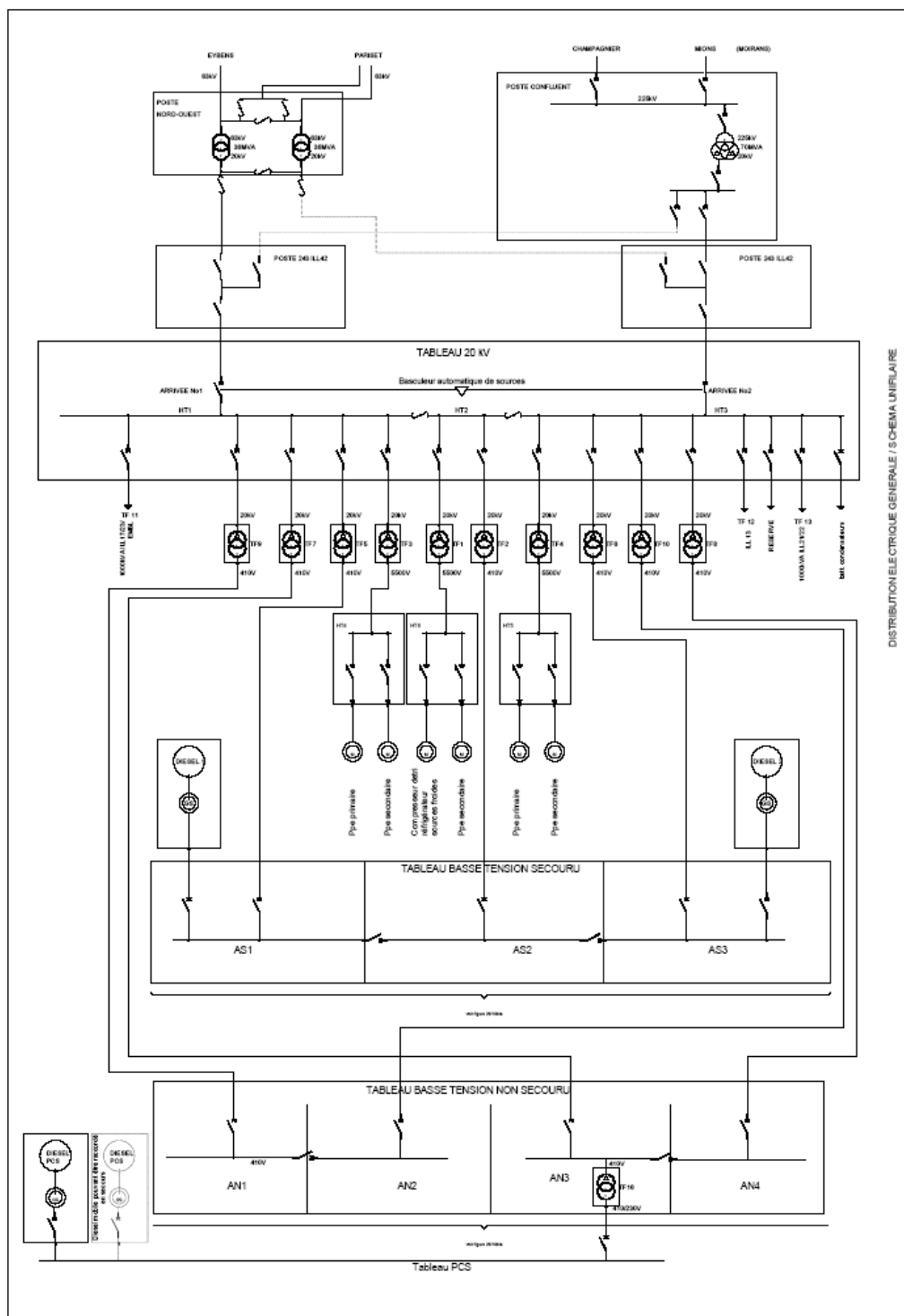
6. PERTE DES ALIMENTATIONS ET DU REFROIDISSEMENT

6.1 Perte des sources électriques externes

6.1.1 Dispositions de conception

Le schéma général des alimentations électriques externes est le suivant :

EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE
AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA



6.1.1.1 Alimentation primaire

Le RHF est alimenté à partir du réseau enterré HTA 20 kV de Gaz Electricité de Grenoble (GEG).

L'énergie électrique nécessaire au fonctionnement du réacteur et aux besoins des expérimentateurs est produite et distribuée au moyen des équipements suivants :

- tableau 20 kV,
- transformateurs 20 kV/5,5 kV et 20 kV/400 V,

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 174 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 6 Electricité

- tableau 5,5 kV,
- tableau 410 V,
- redresseurs et onduleurs.

6.1.1.1.1 Tableau 20 kV

L'énergie électrique reçue sous 20 kV est distribuée au niveau du RHF par un tableau constitué de cellules fonctionnelles modulaires blindées.

Le tableau de distribution haute tension est constitué de trois demi-jeux de barres sectionnables HT 1, HT 2, HT 3. Les demi-jeux de barres extrêmes HT 1 et HT 3 sont reliés aux liaisons d'arrivées issues des postes GEG et comprennent donc les cellules "arrivée".

La distribution de l'énergie sous la tension 20 kV est assurée à partir du tableau 20 kV par des cellules "départ", notamment :

- 4 départs vers les transformateurs abaisseurs 15000-20000/410/230 V de 1250 kVA pour l'alimentation basse tension des auxiliaires non secourus du réacteur,
- 3 départs vers des transformateurs abaisseurs 15000-20000/410/230 V de 1250 kVA pour l'alimentation basse tension des auxiliaires secourus du réacteur,
- 3 départs vers des transformateurs abaisseurs 15000-20000/5500 V de 1600 kVA pour l'alimentation en moyenne tension des auxiliaires de grosse puissance du réacteur.

Le tableau de distribution haute tension 20 kV est installé dans la salle des "équipements haute tension" située au sous sol du bâtiment de liaison, entre le hall d'essais et le bâtiment bureaux-laboratoires.

L'alimentation du tableau 20 kV est assurée par l'une des deux liaisons en provenance du poste de transformation, l'autre étant simplement sous tension. En service normal, un seul des deux disjoncteurs d'arrivée est fermé, des verrouillages mécaniques et électriques interdisant leur fermeture simultanée.

Les trois demi-jeux de barres HT 1, HT 2 et HT 3 du tableau 20 kV sont couplés entre eux.

En cas de défaut sur le départ au poste de transformation ou sur le câble de liaison, une permutation d'une "arrivée" sur l'autre est possible. Cette commutation s'effectue automatiquement ou manuellement depuis la salle de contrôle du réacteur ou depuis le dispatching GEG.

En fonctionnement normal, tous les disjoncteurs ou interrupteurs fusibles "départ" du tableau 20 kV sont fermés et permettent ainsi l'alimentation de leurs transformateurs respectifs.

6.1.1.1.2 Tableau 5,5 kV

La distribution en 5,5 kV à neutre isolé concerne les moteurs de forte puissance. Elle est assurée par trois tableaux identiques, chacun étant associé à un transformateur 15000-20000/5500 volts, de 1600 kVA. Deux tableaux de 5,5 kV, alimentés depuis les jeux de barres extrêmes du tableau 20 kV, alimentent à leur tour deux pompes principales et deux pompes secondaires du réacteur. Le troisième tableau 5,5 kV, alimenté par le jeu de barres central du tableau 20 kV, alimente à son tour une troisième pompe secondaire et un compresseur du réfrigérateur des SFV et SFH.

Les tableaux de distribution haute tension 5,5 kV sont installés dans la salle des "équipements Haute Tension" située dans le bâtiment de liaison, entre le hall d'essais et le bâtiment bureaux-laboratoires. Cette salle contient également les transformateurs abaisseurs : 20000/5500 V, 20000/410 V, ainsi que les transformateurs d'isolement pour l'éclairage et la petite force motrice.

Page : 175 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 6 Electricité	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

6.1.1.1.3 Tableaux et sous-tableaux de distribution basse tension

Les auxiliaires du réacteur, à l'exception des grosses unités définies précédemment, sont alimentés en basse tension 410 V, triphasé, 50 Hz.

La distribution basse tension est réalisée au moyen de trois tableaux :

- 2 tableaux pour les auxiliaires non secourus du réacteur,
- 1 tableau pour les auxiliaires secourus du réacteur.

Des sous-tableaux, alimentés à partir de tableaux précédents, sont créés localement pour regrouper les organes de coupures et de protection d'auxiliaires d'une même installation fonctionnelle (eaux, ventilation, groupes Diesel).

Le tableau des auxiliaires secourus est constitué de trois jeux de barres couplables entre eux, AS1, AS2, AS3. Chacun des jeux de barres de ce tableau reçoit l'énergie électrique d'un transformateur 20000/410/230 V de 1250 kVA. De plus, les jeux de barres extrêmes peuvent également recevoir l'énergie électrique à partir des groupes Diesel.

Le tableau distribue l'énergie aux principaux auxiliaires suivants :

- ventilateurs de conditionnement d'air (VN, EG, gonflage de l'espace annulaire),
- compresseurs des sources de neutrons froids,
- compresseurs d'air industriel,
- engins de manutention,
- équipements de formation des sources de contrôle et de sécurité,
- groupes de circulation d'huile des pompes principales d'eau lourde,
- différentes pompes liées aux circuits d'alimentation en eau lourde, de pressurisation, de transfert d'effluents.

Il alimente en outre les sous-tableaux suivants :

- sous-tableau des auxiliaires Diesel,
- sous-tableau des expérimentateurs au niveau margelle,
- sous-tableau d'éclairage secouru,
- sous-tableau des auxiliaires de ventilation,
- sous-tableau des vannes,
- sous-tableau de la station de pompage,
- sous-tableau sources de neutrons froids-détritiation,
- sous-tableau des servitudes diverses,
- sous-tableau du bâtiment bureaux-laboratoires.

Chacun des jeux de barres AS1, AS2 et AS3 est alimenté par son transformateur, et uniquement par lui.

En fonctionnement normal, un jeu de barres ne peut pas être couplé mécaniquement au jeu de barres voisin.

Les couplages des jeux de barres entre eux ne se réalisent que sur une reprise en secours par les groupes Diesel.

Chacun des deux tableaux des auxiliaires non secourus est constitué de deux jeux de barres couplables entre eux. Chacun des deux jeux de barres est alimenté depuis le tableau 20 kV, par l'intermédiaire d'un transformateur de 1250 kVA, 20000/410/220 volts. Les tableaux des auxiliaires secourus et non secourus 410 V sont situés dans une salle particulièrement affectée aux équipements de distribution de puissance basse tension.

Cette salle est située au 2^{ème} étage du bâtiment bureaux-laboratoires. Elle contient également le sous-tableau "vannes".

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 176 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 6 Electricité

Le sous-tableau "station de pompage" est installé dans la station de pompage qui est un bâtiment indépendant du réacteur. Elle contient essentiellement les pompes secondaires et les équipements annexes du circuit de refroidissement secondaire. Elle est située près de l'autoroute A48. Le sous-tableau alimente les auxiliaires de la station de pompage et ceux de la prise d'eau du Drac.

Les autres sous tableaux sont situés à proximité des équipements.

6.1.1.2 Secours par les groupes Diesel

Le secours partiel des installations électrotechniques du réacteur est assuré par deux groupes Diesel à démarrage instantané avec coupure.

6.1.1.2.1 Implantation

Les groupes électrogènes sont installés dans une salle du bâtiment de liaison réservée à cet effet.

Cette salle comporte deux parties :

- l'une, où sont implantés les groupes Diesel,
- l'autre, abritant les installations complémentaires, telles que : armoires électriques, air comprimé, traitement de l'eau. Elle est située en dessous du couloir d'entrée, côté sud-ouest du bâtiment de Liaison.

Les citernes de fuel sont situées à l'extérieur de la salle.

6.1.1.2.2 Description

Les caractéristiques principales des groupes Diesel sont les suivantes :

Moteur :

- Type : Diesel 4 temps avec turbine de suralimentation,
- Vitesse de rotation 1500 tr/min,
- Puissance nominale dans les conditions les plus défavorables de température et d'hygrométrie à Grenoble : 1800 CV,
- Puissance en surcharge pendant 15 minutes : 2100 CV,
- Puissance en surcharge pendant 1 heure : 1980 CV,
- Refroidissement par eau en circuit fermé avec radiateurs,
- Démarrage à air comprimé.

Alternateur :

- Puissance apparente disponible sous $\cos \phi = 0,8$: 1700 kVA,
- Tension : 380/220 V triphasé 50 Hz,
- Surcharge unihoraire : 10 %.

6.1.1.2.3 Fonctionnement

Plusieurs cas de fonctionnement sont possibles, suivant :

- la disponibilité ou non des deux groupes Diesel,
- la défaillance éventuelle d'un groupe au démarrage ou en fonctionnement.

Lorsque les jeux de barres du tableau des auxiliaires secourus sont réalimentés par les deux groupes, la reprise est dite "reprise en premier secours". Lorsque ces mêmes jeux de barres ne sont réalimentés que par un seul groupe Diesel, la reprise est appelée "reprise en deuxième secours".

- Reprise en premier secours : ceci suppose que les deux groupes Diesel soient en "état de veille", donc disponibles à tout instant pour une reprise en secours.

Page : 177 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 6 Electricité	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Dans le cas où un groupe est indisponible, le relaiage est conçu de manière à provoquer alors une reprise automatique en deuxième secours.

Les critères de reprise en premier secours sont les suivants :

- o baisse de tension supérieure ou égale à 20 %, pendant une durée supérieure à 1,7 " environ,
- o dérive de fréquence supérieure ou égale à 4 %, pendant une durée supérieure à 1,7 " environ.

Les dispositifs de détection de défaut de tension et de fréquence sont installés sur chacun des trois jeux de barres AS1 - AS2 - AS3.

Le processus de reprise en secours n'est amorcé qu'après une courte temporisation de 1,7 s environ, destinée à éviter des reprises en secours intempestives par manque de tension fugitive du réseau.

- Reprise en deuxième secours : la reprise en deuxième secours est provoquée automatiquement dans les cas suivants :
 - o un groupe Diesel est indisponible,
 - o défaillance d'un groupe après une reprise en premier secours.

Les critères sont les suivants :

- o chute de tension supérieure ou égale à 20 %, pendant une durée supérieure à 1,7 " environ,
- o baisse de fréquence supérieure ou égale à 4 %, pendant une durée supérieure à 1,7 " environ,
- o défaut Diesel entraînant son arrêt.

Dans tous les cas, le processus de reprise en deuxième secours n'est engagé que si la tension du secteur, contrôlée à l'arrivée 20 kV, est toujours absente. Dans le cas contraire, un ordre automatique de retour à l'alimentation normale provoque la réalimentation par leurs transformateurs respectifs du ou des jeux de barres alimentés précédemment par le groupe défaillant.

6.1.1.3 Secours par batterie

Les équipements de manœuvre, de contrôle et de surveillance des installations du réacteur sont alimentés à partir de sources de courant distinctes et indépendantes, pour des raisons de sécurité.

Ces différentes sources sont les suivantes :

6.1.1.3.1 Source 48 V courant continu - Electrotechnique

La source 48 V cc. sert à l'alimentation permanente en courant continu du relaiage centralisé des auxiliaires du réacteur.

Le relaiage centralisé, réalisé avec des relais du type électromagnétique, élabore, à partir des informations diverses recueillies au sein des différentes installations fonctionnelles :

- les automatismes,
- les asservissements,
- les protections,
- les signalisations d'état,
- les signalisations de défaut,
- les alarmes,

des auxiliaires du réacteur.

Afin de suppléer aux coupures brèves d'alimentation entre la disparition du secteur et la réalimentation par les groupes Diesel de secours, la source 48 V courant continu est associée à une batterie d'accumulateurs précédée de 2 redresseurs.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 178 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 6 Electricité

Cette réalimentation intervient au bout de 10 secondes. De plus, dans le cas extrême d'une défaillance simultanée du réseau GEG et des groupes Diesel, l'installation doit permettre le fonctionnement normal des organes cités précédemment pendant au moins 45 minutes.

La batterie 48 V est disposée dans un local fermé et ventilé situé au 1^{er} étage du bâtiment bureaux-laboratoires, au niveau 214,10 m.

Les redresseurs 48 V sont installés dans une salle contiguë à la salle des batteries.

L'armoire de distribution 48 V est située au 3^{ème} étage du même bâtiment, dans la salle de relayage au niveau 221,30 m NGF.

La batterie est divisée en deux parties identiques et indépendantes. Chaque partie est du type stationnaire, au plomb ouvert et constituée de 23 éléments, de capacité 530 Ah/C10.

Les éléments redresseurs sont des thyristors au silicium. Les redresseurs sont à tension stabilisée avec limitation de courant à deux régimes de fonctionnement

6.1.1.3.2 Sources 220 V monophasées, 50 Hz - Contrôle pile – NS1, NS2, NS3

Ces sources sont destinées exclusivement aux installations de conduite et de contrôle du réacteur. Elles alimentent ainsi les équipements suivants :

- le relayage des circuits de sécurité,
- le relayage de la barre de pilotage,
- les moteurs des chaînes de démarrage,
- les moteurs de pilotage,
- les calculateurs,
- l'éclairage de la salle de contrôle,
- les chaînes de mesure thermodynamique,
- les organes de détection de rupture de gaine "eau" et "gaz",
- les mesures neutroniques,
- les installations de radioprotection,
- les installations de mesure d'activité des circuits.

Pour des raisons de sûreté, certaines chaînes de mesures sont triplées (fonctionnement en 2/3). L'alimentation électrique de ces chaînes provient de trois sources distinctes. Ces trois sources sont elles-mêmes alimentées depuis le secteur par l'intermédiaire de trois générateurs statiques.

En cas de panne du secteur et en attendant la reprise en secours par les groupes Diesel, les trois batteries assurent la continuité d'alimentation des trois onduleurs.

De plus, en cas de défaillance simultanée du secteur et des groupes Diesel, l'installation assure, sans interruption, l'alimentation des équipements décrits précédemment, pendant au moins une heure. L'énergie nécessaire est fournie à raison d'une batterie sur chaque source.

En présence du secteur et sur défaillance d'un onduleur, son inverseur statique assure, sans coupure, la continuité d'alimentation.

L'installation comprend donc essentiellement trois ensembles identiques, composés chacun de :

- un redresseur-chargeur,
- une batterie,
- un onduleur,
- un inverseur statique,
- un commutateur de by-pass et essai,
- un transformateur.

Page : 179 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 6 Electricité	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Les trois batteries sont situées dans la salle 132 au 1^{er} étage du bâtiment bureaux-laboratoires au niveau 214,20 m NGF.

Les trois ensembles générateurs statiques de l'installation précédemment citée sont installés au 2^{ème} étage, salle 233 a, de ce même bâtiment au niveau 217,70 m NGF.

L'armoire de distribution et de couplage est installée au 3^{ème} étage dans la salle de relayage.

Les batteries sont du type stationnaire, au plomb. Elles sont constituées de 24 blocs de 6 éléments de capacité 171Ah C10.

6.1.1.3.3 Sources 220 V monophasées, 50 Hz – NS4 et 5

Ces sources sont destinées exclusivement aux installations de conduite et de contrôle des systèmes périphériques au réacteur. Elles alimentent ainsi les équipements suivants :

- le contrôle commande de la SFV et du réfrigérateur,
- le contrôle commande de la hotte de manutention,
- le réseau de transmission des données,
- La détection incendie,
- le contrôle commande de la VN,
- le contrôle commande du Tampon de Rejet Différé.

Pour des raisons de sûreté, l'alimentation électrique de certains de ces équipements provient de deux sources distinctes NS4 et NS5, chaque source assurant l'alimentation nécessaire au fonctionnement de ces systèmes périphériques du réacteur en l'absence de l'autre. Ces deux chaînes sont elles-mêmes alimentées depuis le secteur par l'intermédiaire de deux générateurs statiques.

En cas de panne du secteur et en attendant la reprise en secours par les groupes Diesel, les deux batteries assurent la continuité d'alimentation des deux onduleurs.

De plus, en cas de défaillance simultanée du secteur et des groupes Diesel, l'installation assure, sans interruption, l'alimentation des équipements décrits précédemment, pendant au moins une heure. L'énergie nécessaire est fournie à raison d'une batterie sur chaque chaîne.

En présence du secteur et sur défaillance d'un onduleur, son inverseur statique assure, sans coupure, la continuité d'alimentation.

L'installation comprend donc essentiellement deux ensembles, composés chacun de :

- un redresseur-chargeur,
- une batterie,
- un onduleur,
- un inverseur statique,
- un commutateur de by-pass et essai,
- un transformateur.

Une batterie est située dans la salle 132 au 1^{er} étage du bâtiment bureaux-laboratoires, la seconde dans la salle 133 au 1^{er} étage du même bâtiment au niveau 214,20 m NGF.

Les deux ensembles générateurs statiques de l'installation précédemment citée sont installés au 2^{ème} étage, salle 233 a, de ce même bâtiment pour le premier et dans la salle 133 au 1^{er} étage du même bâtiment pour le second.

Les armoires de distribution sont installées au 2^{ème} étage dans la salle 233a, à proximité des générateurs statiques de la source 220V contrôle pile au niveau 217,80 m NGF.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 180 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 6 Electricité

Les batteries sont du type plomb étanche à recombinaison gazeuse. Elles sont composées de 31 blocs de 12V d'une capacité de 65Ah C20. L'autonomie est d'une heure pour un courant consommé de 40 A.

6.1.1.3.4 Sources 400 V triphasées, 50 Hz – CRAB1, 2, 3

Au nombre de trois, les sources 400 V 50 Hz sont destinées à l'alimentation des pompes de refroidissement barre et à l'arrêt du réacteur.

Elles sont totalement indépendantes, aussi bien en formation qu'en distribution. Chaque source est donc liée à une pompe donnée.

Ces sources permettent :

- en régime normal, d'assurer le fonctionnement des pompes dans leur fonction "refroidissement barre",
- en cas de panne de secteur et de non fonctionnement des groupes Diesel, d'alimenter pendant une heure environ les mêmes pompes pour le refroidissement à l'arrêt.

Chacune des trois sources est constituée d'un générateur statique comportant :

- un redresseur alimenté depuis les jeux de barres secourus AS1, AS2 ou AS3,
- un onduleur,
- une batterie.

Les sources sont distribuées à partir d'une armoire de commande associée à chaque générateur.

Une des sources alimente également les auxiliaires des hottes de manutention

Les trois batteries sont disposées dans le local "batteries", au 1^{er} étage du bâtiment bureaux-laboratoires.

Les trois générateurs statiques, chacun accolé à son armoire de commande, sont installés au 2^{ème} étage du même bâtiment, dans une salle contiguë à la salle des tableaux Basse Tension (BT).

Les batteries sont du type stationnaire, au plomb. Elles sont constituées de 30 blocs de 6 éléments d'une capacité de 171Ah C10.

Redresseur/chargeur :

Entrée : 400 V +/- 10 %,
50 Hz +/- 1 %,
Triphasé,
Alimentation par réseau secteur ou par un groupe électrogène,
Régime du neutre : IT.
Sortie pour l'alimentation de la batterie : Courant de charge adapté à l'état de décharge de la batterie.

Onduleur :

- triphasés,
- tension d'alimentation nominale : 360V,
- tension d'alimentation minimale : 306 V,
- tension de sortie 400 V $\pm$ 5 %,
- puissance 60 kVA,
- fréquence 50 Hz $\pm$ 0,01 %.

Le fonctionnement est identique pour les trois chaînes.

En fonctionnement normal, les trois générateurs statiques sont en service. Deux pompes sont alimentées. La pompe et le générateur statique de la troisième chaîne sont en secours des deux autres, en cas de défaut sur une pompe ou un générateur.

Page : 181 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 6 Electricité	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Ce secours s'effectue de manière entièrement automatique.

En cas de panne secteur, les générateurs statiques sont normalement réalimentés par les groupes Diesel au bout de 10 secondes, temps pendant lequel l'énergie est fournie aux générateurs statiques par les batteries.

Dans le cas où aucun des deux groupes électrogènes ne se mettrait en service à la suite d'une panne secteur, l'alimentation des pompes serait assurée par les seules batteries et ceci pendant environ une heure.

Au bout de cette heure de fonctionnement, la troisième chaîne en secours prendrait la relève d'une des deux autres chaînes dont la batterie aurait atteint la première limite inférieure de tension.

6.1.1.3.5 Secours du PCS/ILL33

L'alimentation du PCS est réalisée depuis un des tableaux auxiliaires non secourus du réacteur. Elle est secourue par un groupe diesel qui a les caractéristiques suivantes :

- tension : 380/220 V triphasé,
- fréquence : 50 Hz,
- puissance disponible : 100 kVA.

En cas de manque de tension du secteur, la réalimentation est assurée au bout d'un temps de l'ordre de quelques minutes, sur démarrage manuel du groupe diesel.

Ce groupe assure la reprise en secours de l'éclairage local de l'un des deux réchauffeurs disposés en amont des filtres d'EG, du CES, des mesures gamma accident, du ventilateur situé au PCS qui permet de maintenir en pression l'espace annulaire. Ce groupe est qualifié au séisme.

Un groupe mobile extérieur peut être mis en place pour réalimenter le PCS.

6.1.1.4 Secours de l'éclairage

L'alimentation des appareils d'éclairage du réacteur est assurée, depuis les tableaux des auxiliaires non secourus et secourus, par l'intermédiaire de deux transformateurs d'isolement 380/380 V, l'un d'une puissance de 630 kVA pour le réseau d'éclairage normal, l'autre de 250 kVA pour le réseau secouru.

Un local, quel qu'il soit, est éclairé par environ 2/3 d'appareils connectés sur le réseau d'éclairage non secouru et 1/3 sur le réseau d'éclairage secouru.

Le réseau d'éclairage secouru est réalimenté par les groupes Diesel en cas de manque de tension du secteur. La réalimentation s'effectue 20 secondes après la panne du secteur.

Pendant la coupure ou en cas de défaillance simultanée des deux groupes diesel, l'éclairage dit "éclairage panique" est assuré par des foyers lumineux autonomes avec batterie incorporée, appelés blocs de sécurité. L'autonomie de ces blocs est de 40 minutes.

Cet éclairage a principalement pour but de localiser les obstacles et les sorties et permettre ainsi la circulation ou l'évacuation du personnel avant le retour de l'éclairage.

Les blocs de sécurité sont alimentés normalement par le réseau d'éclairage secouru.

Enfin, le personnel d'exploitation dispose, en salle de commande, de quatre blocs de sécurité portatifs, ayant les mêmes caractéristiques que les précédents. Ces blocs permettent de procéder à des réparations ou à des opérations de sécurité en cas de manque d'éclairage normal ou secouru.

6.1.1.4.1 Source Electrique Indépendante (SEI)

A la suite de l'étude de vulnérabilité vis à vis d'un incendie, une alimentation électrique provenant d'un réseau externe aux alimentations normales de l'ILL a été raccordée. Elle doit permettre, en cas

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 182 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 6 Electricité

d'incendie ayant affecté simultanément les deux arrivées HT normales, ainsi que les deux diesels de secours, de fournir de la puissance électrique à une partie des installations, et d'assurer un éclairage minimum, pendant un temps suffisant pour permettre le rétablissement des alimentations normales, donc allant bien au-delà de l'autonomie normale des alimentations par batterie.

La SEI est raccordée aux installations de l'ESRF, alimentées par un réseau haute tension (20 kV). Cette arrivée électrique passe par l'intermédiaire d'un transformateur 400 V/230 V triphasé, situé dans le bâtiment "Common Building".

Ses caractéristiques sont :

- fréquence 50 Hz,
- régime du neutre TN,
- puissance disponible 200 kVA.

Un câble relie ce transformateur à une armoire implantée dans le bâtiment ILL 4 pièce 133 au niveau 214,20 m NGF.

Cette armoire est composée d'un interrupteur général d'arrivée et de disjoncteurs de départs d'alimentations des auxiliaires. Ces départs sont, en temps normal, verrouillés ouverts.

Les installations qui peuvent être réalimentées par cette source sont, notamment :

- deux sources 220 V (NS2 et NS4),
- un redresseur 48 V (CH3),
- un ventilateur de gonflage de l'espace annulaire (VI91),
- une pompe d'appoint d'eau lourde (434 PP 01 ou 02 par ST2),
- un compresseur d'air général (826 CA 06).

D'autres dispositifs peuvent être réalimentés ; par exemple, l'éclairage dans les locaux du réacteur, afin de faciliter la surveillance à long terme du réacteur à l'arrêt.

La réalimentation se fait, en cas de besoin, par une intervention manuelle directe. Celle-ci consiste, dans un premier temps, à ouvrir et à consigner les arrivées normales des différents appareils à réalimenter, et ensuite, à fermer les disjoncteurs reliés à la SEI.

6.1.2 Perte des alimentations électriques externes

La perte des alimentations électriques externes se traduit par la perte des deux lignes de l'alimentation primaire 20 kV et de la source électrique indépendante.

Dans cette situation, le tableau 5,5 kV n'est plus alimenté, et les 2 pompes primaires s'arrêtent, ainsi que les auxiliaires de la station de pompage et ceux de la prise d'eau du Drac (pompes de la source froide). Une baisse de puissance contrôlée est faite automatiquement, puis l'arrêt du réacteur s'effectue sur les seuils en « 2/3 Puissance limite mini » par la chute des barres de sécurité. La surveillance des trois barrières est toujours opérationnelle puisqu'elle est alimentée par les sources secourues par batteries.

Le refroidissement du cœur est toujours assuré par les pompes de refroidissement à l'arrêt qui sont alors alimentées par les batteries des sources 400 V triphasées.

La ventilation nucléaire, les effluents gazeux et le gonflage de l'espace annulaire s'arrêtent.

Le secours par les 2 groupes diesel fonctionne automatiquement en mode 1^{er} secours. La réalimentation du tableau secouru par les 2 groupes diesel s'effectue après une dizaine de seconde. Ce tableau réalimente toutes les sources secourues par batterie, les ventilateurs des effluents gazeux, de la ventilation nucléaire et du gonflage de l'espace annulaire, les auxiliaires de la station de pompage et ceux de la prise d'eau du Drac (pompes de la source froide). Le redémarrage des effluents gazeux, du gonflage de l'espace annulaire et des pompes de refroidissement secondaire est automatique. Celui de la ventilation nucléaire est manuel.

Page : 183 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 6 Electricité	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

6.1.3 Durée de fonctionnement des secours en « autarcie »

Les 2 cuves de fioul pour les 2 diesels ont une capacité de 10000 litres chacune. La durée de fonctionnement des 2 groupes diesel pleine charge est de 40 heures environ (consommation de 250 l/h). Dans cette situation les diesels fournissent en réalité une puissance de l'ordre de 450 et 150 kW. Les cuves à fioul sont remplies à moitié au minimum. L'autonomie réelle est donc supérieure à 72 heures.

6.1.4 Dispositions de ravitaillement

Le ravitaillement en fioul pour prolonger la durée de fonctionnement des groupes se ferait avec notre fournisseur sur notre demande.

La FLS du CEA-G peut sur notre demande nous amener un groupe diesel mobile de secours pour réalimenter le PCS en cas de défaillance du groupe diesel du PCS.

6.1.5 Modification envisagée de renforcement de la robustesse

La rédaction d'une Consigne Particulière d'Exploitation (CPE) avec ce scénario est envisagée. Elle permettra d'optimiser les procédures en place et d'améliorer les dispositions organisationnelles.

6.2 Perte des sources électriques externes et internes

6.2.1 Perte des sources de premier secours

La perte des alimentations électriques externes et internes de premier secours se traduit par la perte des deux lignes de l'alimentation primaire 20 kV, de la source électrique indépendante, des 2 groupes diesel de secours. Dans cette situation, seules les sources secourues par batteries sont encore en service jusqu'à la fin de la capacité des batteries.

6.2.1.1 Conséquences sur le refroidissement du cœur et des combustibles entreposés dans le canal 2

Le refroidissement du cœur est toujours assuré par les pompes de refroidissement du circuit barre-arrêt qui sont alors alimentées par les batteries des sources 400 V triphasées. Elles ont une capacité de 1 heure. Le refroidissement du cœur est ensuite assuré par convection naturelle (cf §6.3.1.2). Le refroidissement de l'élément combustible dans la hotte et des éléments combustibles en entreposage dans le canal 2 se faisant par convection naturelle en fonctionnement normal, il n'est pas affecté par la perte de toutes les alimentations électriques. L'intervention des équipes de quart consiste en :

- La vérification en salle de contrôle de l'ouverture des clapets de convection naturelle,
- L'application de la CPE 167 dont l'objectif est d'assurer en toutes situations le contrôle et le maintien si nécessaire du niveau d'eau lourde dans le bloc pile.

L'installation peut donc assurer le refroidissement correct du cœur et des ECI suite à la perte des alimentations électriques externes et des sources d'énergie de premier secours, sans intervention extérieure et sans limite de durée.

6.2.1.2 Mise en sécurité de l'installation - Conséquences sur la maîtrise du confinement et la surveillance de l'installation

Dès la perte des sources de premier secours, les ventilateurs des EG et de la VN ainsi que les compresseurs pour l'air comprimé ne sont plus alimentés.

La perte des EG et de la VN a pour conséquence :

- la fermeture des clapets d'isolement de la VN et des EG : LZ1, 2, 3, 4, 5, 6.

La perte des compresseurs a pour conséquence :

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 184 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 6 Electricité

- la fermeture des VS sur les doigts de gant et de toutes les vannes d'isolement de la 2^{ème} barrière, sur seuil de pression minimale de l'air comprimé de commande,
- la fermeture de toutes les VTE autres que les clapets des EG et de la VN ; celle-ci se produit 5 minutes après l'arrêt des compresseurs.

Les systèmes participant à l'étanchéité d'une barrière et nécessitant l'air comprimé sont équipés de réserves d'air comprimé qu'il est possible de remplacer lorsqu'elles sont consommées ; il s'agit des systèmes suivants :

- Les joints des portes des sas d'accès du bâtiment réacteur, de la porte à camion et de la porte de la cour à l'anglaise : leur gonflage est alors assuré par des bouteilles d'air comprimé. Pour les sas d'accès, l'autonomie est de l'ordre de 40 manœuvres, ce qui garantit l'accès au bâtiment réacteur sans perte d'étanchéité de la troisième barrière.
- Les VTE (3^{ème} barrière) : celles-ci se ferment automatiquement sur pression mini air comprimé de commande.
- La pressurisation des joints dynamiques de la barre de pilotage est assurée par le ballon de réserve d'air comprimé. Sa capacité est d'environ 24 heures. Passé ce délai, la perte d'étanchéité conduit à une fuite de l'ordre de quelques dixièmes de litres par heure, totalement négligeable vis-à-vis du risque de perte de l'inventaire en eau.

Il est alors nécessaire d'effectuer des rondes régulières pour vérifier localement la pression des joints afin de pouvoir procéder au remplacement des bouteilles d'air comprimé si nécessaire.

Après la perte des sources de premier secours, on dispose de l'autonomie des batteries :

- des sources 220 V monophasé, 50 Hz - Contrôle pile : capacité de 1 heure.
- de la source 48 V courant continu - Electrotechnique : capacité de 1 heure chacune.

La surveillance des trois barrières et la signalisation restent donc opérationnelles pendant 1 heure. La perte des batteries de la source 220 V provoque la mise en sécurité de la troisième barrière, c'est-à-dire l'isolement d'enceinte (les VTE étant déjà fermées par perte air comprimé).

L'isolement d'enceinte et son étanchéité sont donc garantis en cas de perte des sources électriques de premier secours.

A ce stade, la situation est la suivante :

- la mise en sécurité du bâtiment réacteur est effective, avec la fermeture des vannes d'isolement 2^{ème} barrière et l'isolement d'enceinte,
- il n'y a plus aucun moyen d'action, ni de surveillance.

Avant la perte des batteries, l'équipe de quart a mis en service le PCS afin d'assurer la continuité de la surveillance minimale de l'installation et la disponibilité des systèmes de sauvegarde :

- surveillance des niveaux d'eau dans le bloc pile, la piscine et le canal 2 de stockage des éléments combustibles,
- maintien du gonflage de l'espace annulaire,
- opérabilité du circuit d'eau de secours,
- opérabilité du circuit d'effluent gazeux afin de maintenir le bâtiment réacteur en dépression pour garantir l'absence de fuites directes en cas d'aggravant : au 30 juin 2011, le circuit EG n'est pas opérable depuis le PCS dans ce scénario.

Concernant ce dernier point, une modification est donc à apporter au pilotage des EG qui n'est pas entièrement repris par le diesel du PCS. Cette modification est programmée pour le redémarrage du RHF début 2012.

L'autonomie de fonctionnement du diesel PCS est de 20 heures à pleine charge (consommation de 13 litres/h avec un réservoir de 280 litres rempli au 2/3 à minima en permanence). Dans la réalité, elle serait supérieure à 40 heures puisque les équipements de forte puissance ne fonctionnent pas

Page : 185 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 6 Electricité	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

en continu, voire pas du tout (réchauffeur des effluents gazeux, circuit d'eau de secours). Le diesel fonctionnerait à moins de 50 % de sa puissance nominale. De plus, l'appoint en carburant peut se faire manuellement avec des bidons en allant chercher le fuel disponible dans les 2 cuves principales.

6.2.2 Perte de toutes les sources de secours

La perte du diesel du PCS induit la perte de la disponibilité des circuits de sauvegarde et de la surveillance minimale de l'installation, cette dernière étant mise en sécurité. Il est à noter que la détection incendie reste opérationnelle encore pendant 12 heures grâce aux batteries propres à ce système.

Les sirènes PUI et PPI restent également opérationnelles grâce aux batteries propres aux sirènes. Elles peuvent être déclenchées soit depuis la salle de contrôle, soit depuis le PCS.

6.2.3 Modification envisagée de renforcement de la robustesse

La création d'un nouveau PCS envisagé pour renforcer la robustesse de l'installation à un scénario de cumul séisme+rupture de barrage (cf § 5.2.3) permettra de garantir un état sûr de l'installation dans les deux scénarii envisagés précédemment. En effet :

- le CDS permettra en toutes situations de maintenir le bâtiment réacteur en dépression,
- il sera équipé de deux diesels.

En attendant la création de ce nouveau PCS3 pendant l'arrêt d'hiver 2013-2014, il est prévu d'installer un nouveau diesel de secours (à un niveau supérieur à 216,2 m NGF) permettant de réalimenter la surveillance du réacteur.

6.3 Perte du système de refroidissement ultime

6.3.1 Perte de la source froide principale

6.3.1.1 Dispositions de conception

L'eau de refroidissement utilisée pour évacuer la puissance transmise par les échangeurs des circuits eau lourde et eau déminéralisée du réacteur est de l'eau de rivière prélevée dans le Drac, où elle est aussi rejetée après utilisation. La température de l'eau prélevée varie selon la saison de 5 °C à plus de 15 °C. Afin d'assurer une alimentation convenable de la prise d'eau en toute période de l'année et quelle que soit l'évolution ultérieure du lit du Drac, ce dernier est barré par un seuil en enrochement qui fixe le niveau minimal du plan d'eau, sans le rehausser sensiblement en période de crue.

Le niveau minimal du plan d'eau au débit d'étiage est de 207,30 m NGF.

Une filtration à 1 mm est réalisée dans l'ouvrage de prise d'eau par des filtres à chaînes rotatifs, puis l'eau prélevée est siphonnée par une canalisation en acier, jusqu'à un bassin de pompage dans lequel aspirent les pompes secondaires.

L'eau nécessaire aux besoins du réacteur est acheminée depuis la station de pompage par trois réseaux distincts ayant chacun leurs propres pompes, mais qui ont en commun le collecteur de rejet :

- Un circuit principal alimente en eau de refroidissement les deux échangeurs principaux pour le refroidissement de l'eau lourde du cœur en fonctionnement normal. Il comporte trois pompes dont une ou deux, selon la température du Drac, sont en service au régime nominal (les deux échangeurs en service), et assurent un débit maximal de 3 500 m³/h.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 186 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 6 Electricité

- Un circuit auxiliaire secouru électriquement par les groupes diesels, capable de 700 m³/h, alimente les autres échangeurs (échangeur refroidissement à l'arrêt, échangeur piscine, ...). Ce circuit comporte quatre pompes dont trois au maximum sont en service simultanément, si toutes les installations sont alimentées.
- Un circuit auxiliaire non secouru, capable d'un débit maximum de 300 m³/h, qui alimente des circuits d'eau industrielle. Ce circuit comporte 2 pompes qui, pour assurer ce débit maximal, doivent être en service simultanément. Ce circuit peut être relié au précédent par un by-pass situé dans le sous-sol du bâtiment réacteur. Il peut ainsi assurer une alimentation en eau en cas d'indisponibilité du circuit auxiliaire secouru.

En cas d'arrêt accidentel d'une pompe principale secondaire assurant seule le refroidissement, la pompe sélectionnée en secours démarre automatiquement.

Il est possible d'intervenir à tout moment dans la station de pompage pour réparer une pompe défaillante. Si deux pompes principales secondaires sont indisponibles, le refroidissement du réacteur peut être assuré par une seule pompe en maintenant les deux échangeurs en service. Mais dans ce cas, et si le Drac est à sa température maximale de 15 °C, la puissance du réacteur doit être réduite à environ 70 % de la puissance nominale.

6.3.1.2 Désamorçage du siphon de prise d'eau dans le Drac

Compte tenu de sa conception, ce cas correspond au cas plausible de perte de la source froide. En cas de désamorçage du siphon de prise d'eau dans le Drac, le seuil de niveau très bas dans le réservoir d'amorçage entraîne, s'il se maintient plus de 30 secondes, l'arrêt automatique des pompes principales secondaires mais pas des pompes auxiliaires. Le réacteur est alors arrêté par consigne, ainsi que les pompes primaires principales (CPE 006) ; cette même consigne stipule la mise en configuration du circuit secondaire pour que l'échangeur « barre arrêt » B27 puisse assurer normalement l'évacuation de la puissance résiduelle grâce à la réserve de volume d'eau de refroidissement constituée par le siphon et le bassin de pompage, soit au minimum 200 m³ correspondant à plus d'une heure d'autonomie ; ce temps est suffisant pour que l'on puisse réaliser l'alimentation du bassin de pompage à partir d'un poste incendie. Ceux-ci ayant un débit minimum de 60 m³/h, cela est suffisant pour continuer à assurer, avec une seule pompe secondaire auxiliaire, l'extraction de la puissance résiduelle par l'échangeur B27. De plus, un appoint automatique en eau de ville est possible. Il se fait dès que la hauteur d'eau dans le bassin de pompage atteint le niveau 206,50 m NGF.

6.3.1.3 Perte de la source froide principale (Drac)

En dehors d'une perte totale des alimentations électriques, le cas de la perte totale du refroidissement par le Drac, c'est-à-dire de tous les circuits secondaires (principal, auxiliaire secouru et auxiliaire non secouru) serait forcément du à des ruptures des tuyauteries secondaires après le bassin de pompage. La température de l'eau en entrée du cœur augmenterait et le réacteur s'arrêterait automatiquement par chute de barres sur température haute entrée cœur (37 °C). Dans une telle situation, l'équipe de quart provoquerait l'arrêt des pompes primaires principales (en application de la CPE 189 « arrêt du réacteur ») et laisserait fonctionner les pompes du circuit de refroidissement à l'arrêt (CRA) pendant 1 heure avant de passer en mode de refroidissement en convection naturelle.

Dans ces conditions, étant donnée l'inertie thermique importante du circuit primaire (volume d'eau lourde égal à 30 m³), la température moyenne du système ne s'élève que lentement : au maximum 2,5 °C après une minute, 8 °C après dix minutes, 20 °C après une heure, la température de l'eau lourde à la sortie de l'élément combustible étant alors d'environ 61 °C. Ensuite, la température cesse de s'élever car la puissance transmise à l'eau de la piscine (volume : 440 m³) par les structures du bidon réflecteur et les tuyauteries d'entrée et de sortie est alors du même ordre que celle fournie par le cœur.

Page : 187 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 6 Electricité	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

La température de la piscine va s'élever jusqu'à ce que l'évaporation de surface (sans parler des échanges avec les parois de la piscine) équilibre la puissance reçue de l'élément combustible. Un calcul enveloppe montre que la température de l'eau à l'équilibre est bien inférieure à 100 °C.

La quantité d'eau évaporée par la piscine seule serait de l'ordre de 150 g/s, soit 13 m³/jour, soit une baisse de niveau de la piscine limitée à 40 cm/jour. Cette baisse du niveau de la piscine pourrait donc se poursuivre plusieurs jours (plus de 2 semaines avant d'atteindre le niveau platelage) sans entraîner de risque particulier vis-à-vis du refroidissement de l'élément combustible ou vis-à-vis de la protection biologique.

Concernant le refroidissement des éléments combustibles dans le canal de transfert et dans la hotte de déchargement, même en présence du nombre maximum d'éléments combustibles en stockage, la puissance totale dissipée dans le canal compartiment 2 sera inférieure à 400 kW. L'évaporation sera donc inférieure à 191 g/s, soit 16,2 m³/jour, soit une baisse de niveau inférieure à 40 cm/jour. Or une baisse du niveau de 2 mètres n'entraînerait aucun problème sérieux, y compris pour l'élément contenu dans la hotte de stockage, car le sommet de l'échangeur est situé sous plus de 3 mètres d'eau. Toutefois, le niveau d'activité au-dessus du canal pourrait augmenter sensiblement.

En conséquence, une absence totale d'intervention d'une durée de 4 à 5 jours, non compris le temps de montée en température des 1000 m³ d'eau de la piscine et du canal, serait envisageable.

En effectuant la « ponte » de l'élément combustible éventuellement en refroidissement dans une hotte de manutention, la hauteur d'eau au dessus des ECI en entreposage dans la partie indénoyable du canal 2 est de plus de 6 m. Il est donc possible de refroidir correctement les ECI pendant au moins deux semaines sans aucun apport d'eau froide extérieure. Le débit de dose au dessus du canal de transfert va évidemment augmenter au fur et à mesure de la baisse du niveau d'eau dans le canal 2.

Pendant ces quelques jours, les équipes ont largement le temps d'intervenir pour réalimenter en eau les capacités soit par le circuit de remplissage habituel, soit, en cas d'indisponibilité de ces circuits, par le circuit d'appoint d'eau de secours (CES) avec reprise éventuelle de l'eau de condensation en A11 ou avec apport d'eau extérieure.

En conclusion, la perte de la source froide extérieure n'a aucune conséquence sur le refroidissement correct des éléments combustible, que ce soit en cours d'utilisation, dans le bloc pile ou en refroidissement dans le canal 2, pendant au moins deux semaines.

La perte de la source froide n'a donc pas de conséquence pour la sûreté de l'installation.

6.3.2 Perte de la source froide principale et de la source de secours

En cas de perte du refroidissement par le Drac, c'est-à-dire de tous les circuits secondaires (principal, auxiliaire secouru et auxiliaire non secouru) et **simultanément** d'une fuite de la piscine, et dans le cas où les circuits de remplissage habituels seraient indisponibles, la mise en route du circuit d'eau de secours permettrait de compenser la fuite de la piscine jusqu'à un débit de 60 m³/h.

6.3.2.1 Description du circuit d'eau de secours (CES)

La fonction première du CES est de maintenir, après séisme, un niveau d'eau minimum à l'intérieur des capacités contenant des éléments combustibles irradiés, en piscine, bloc pile et canal compartiment 2, dans l'hypothèse d'une fuite d'eau maximale de 60 m³.h⁻¹.

En conséquence, le système est opérationnel après séisme et assure un appoint d'eau de la piscine réacteur et du canal de transfert, compartiment 2, suite à une perte d'étanchéité du cuvelage de ces capacités et une indisponibilité du circuit normal de remplissage de la piscine ou du canal.

Pendant le fonctionnement du réacteur, le circuit d'appoint d'eau de secours est à l'arrêt et disposé dans sa configuration "en attente disponible". En cas de baisse de niveau d'eau constatée dans l'une

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 188 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 6 Electricité

des capacités concernées, d'indisponibilité du circuit normal de remplissage et de la présence d'éléments combustibles nécessitant un refroidissement, le circuit d'appoint est mis en service manuellement.

L'ensemble de ce circuit d'eau de secours sismique, qui permet de réalimenter la piscine et/ou le canal 2 avec l'eau de ruissellement ou de l'eau extérieure, se compose de :

- deux pompes immergeables de type « Vortex », implantées au niveau de la crypte (A11), point le plus bas du réacteur (niveau 200,00 m NGF), permettant de récupérer par gravité les fuites des capacités d'eau, suite à une perte de confinement,
- un réseau de récupération des eaux de ruissellement des niveaux B et C vers la crypte (A11) par l'intermédiaire du réseau de collecte des dalots de sol des niveaux C et B, du réseau de collecte des effluents du niveau B et de liaisons existantes entre le niveau B et la crypte (A10, A11, A12, A13),
- deux vannes motorisées permettant respectivement la réalimentation en eau du canal 2 et de la piscine,
- deux vannes manuelles consignées ouvertes permettant d'isoler le déversoir entre A10 et A11,
- deux vannes consignées fermées pour l'alimentation extérieure et la reprise de l'eau de ruissellement dans le bâtiment réacteur en A13 par une pompe extérieure,
- une tuyauterie en acier inoxydable DN 100 (sauf certaines traversées en DN 80),
- clapets anti-retour au refoulement des pompes immergeables et clapets anti-retour positionnés en A13 pour éviter que la pompe n'envoie de l'eau dans la partie de circuit assurant l'alimentation d'eau extérieure et au bout de la ligne permettant de pomper l'eau de l'extérieur.

6.3.2.2 Mise en service du CES en cas de fuite de la piscine

Lors de la mise en service du CES, l'appoint en eau est assuré à partir de la bêche B22, contenant en permanence une réserve minimale de 120 m³, et ensuite, lorsque le niveau d'eau est suffisant au niveau de la crypte, l'appoint est assuré avec l'eau de ruissellement.

L'eau est ensuite refoulée vers le niveau D pour alimenter la piscine et/ou le canal compartiment 2 et l'opérateur peut diriger l'eau vers la capacité où le niveau est le plus critique, par actions sur les commandes des pompes et vannes motorisées.

Une alimentation en eau, depuis l'extérieur du réacteur, permet d'assurer un refroidissement de longue durée du combustible en redondance du groupe de pompage (mise en place d'une moto pompe extérieure) ou d'un volume d'eau interne insuffisant. Cette alimentation est réalisée depuis une traversée de l'enceinte métallique (H11), située au niveau C, à proximité de la porte à camion.

En cas de défaillance du groupe de pompage, deux possibilités complémentaires permettent la réinjection d'eau dans la piscine ou le canal à partir de moyens extérieurs au bâtiment réacteur par l'intermédiaire d'une traversée de l'enceinte métallique (H11), située au niveau C, à proximité de la porte à camion :

- Si le niveau d'eau de ruissellement dans la crypte est suffisant, la réalimentation est possible par la mise en place d'une moto-pompe extérieure qui puise en A13 et réinjecte dans la tuyauterie d'appoint de la piscine et du canal 2,
- Si le niveau d'eau n'est pas suffisant, il est possible de réalimenter dans la tuyauterie d'appoint de la piscine et du canal 2 avec de l'eau du Drac par la mise en place d'une moto-pompe et d'une tuyauterie souple de type « pompier ».

La commande du CES est assurée à distance depuis le PCS, situé à l'extérieur du bâtiment réacteur. Les commandes, regroupées sur un tableau spécifique à ce circuit, sous forme de synoptique, sont inopérantes en situation normale de fonctionnement du réacteur. Les mesures de hauteur d'eau sont également reportées sur le synoptique du CES au PCS. Le contrôle commande est fait en totalité en

Page : 189 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 6 Electricité	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

relayage sans aucun automatisme. Toutes les commandes sont disponibles au PCS et sont déclenchées manuellement sur consigne opérateur.

L'alimentation électrique du CES est assurée soit par l'alimentation électrique normale extérieure en situation normale (AN3), soit par le diesel sismique du PCS, après séisme.

En salle de contrôle, aucune commande du CES n'est disponible. Cependant, une alarme de détection de fuite apparaît en salle de contrôle s'il y a présence d'eau dans la gatte en A11. Elle donne l'autorisation de démarrage des pompes immergeables. De plus, la salle de contrôle dispose de deux verrines : « CES hors position initiale » qui s'allume sur modification de la position initiale des vannes du CES et « CES indisponible » qui s'allume sur un problème d'alimentation électrique soit sur les pompes, soit sur les vannes ou suite à une coupure de l'armoire de puissance du CES.

6.3.3 Modification envisagée de renforcement de la robustesse

La mise en place de deux puits dans la nappe phréatique à proximité immédiate du bâtiment réacteur, modification envisagée et présentée au § 3.3.4 pour renforcer la robustesse de l'installation vis-à-vis d'un séisme plus élevé que le SMS, permettra aussi d'être plus robuste dans la gestion du scénario de perte totale des sources froides ; en effet, cela permettra de réinjecter de l'eau extérieure dans la piscine et le canal 2 avec un débit nettement plus important, soit $250 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ par puits et avec une totale redondance.

6.4 Perte cumulée de la source froide principale et de toutes les alimentations électriques

La perte de toutes les alimentations électriques implique nécessairement la perte de la source froide principale, l'ensemble des pompes secondaires n'étant plus alimenté.

Ce scénario est donc strictement équivalent aux scénarios décrits précédemment concernant la perte des alimentations électriques et la perte de la source froide.

Le cœur est donc refroidi environ une heure en convection forcée par les pompes CRAB grâce à l'autonomie de leurs batteries.

Ensuite le cœur est refroidi en convection naturelle, la source froide ultime étant la piscine réacteur. Ce refroidissement en totale « autarcie » se prolonge au moins deux semaines.

Page : 190 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 6 Electricité	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 191 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 7 <i>Crise</i>

CHAPITRE 7

GESTION DES ACCIDENTS GRAVES

Page : 192 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 7 <i>Crise</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Résumé

Ce chapitre présente les procédures de gestion des accidents graves visant à garantir :

- Le refroidissement du cœur, avant et après l'endommagement du combustible,
- Le confinement après l'endommagement du combustible.

Systématiquement, on présente la ou les alarmes qui enclenchent la gestion accidentelle en salle de contrôle. La fiche SAED associée permet de faire le lien avec la CPE qui doit être appliquée. Ces CPE sont décrites en détail et illustrées de schémas et de photos présentant les lieux d'intervention. Enfin, des tableaux synthétiques permettent de juger :

- de la disponibilité et de l'opérabilité des équipements préconisés dans la CPE,
- du dimensionnement et de la qualification des équipes d'intervention, de l'accessibilité des zones d'intervention et du délai de mise en œuvre de l'intervention.

On retiendra principalement l'effet falaise dû au délai de mise en service du CES. Comme l'analyse de sûreté macroscopique l'a montré, plusieurs scénarios de perte de la maîtrise du refroidissement pourraient être évités si la mise en service du CES était immédiate. C'est une des raisons qui ont conduit l'ILL à proposer la mise en place du nouveau circuit de sauvegarde, le CRU.

Enfin deux sujets importants sur des réacteurs électrogènes sont de bien moindre importance voire sans objet sur le RHF :

- la gestion du risque hydrogène suite à l'oxydation du combustible : l'ordre de grandeur de la masse d'hydrogène susceptible d'être relâchée dans l'enceinte est de 10 kg, soit deux ordres de grandeur plus faibles que celle d'un REP. Le risque d'endommagement de l'enceinte associé à une explosion est alors négligeable,
- la gestion du risque de percement de la cuve par un cœur fondu : même dans le pire des cas, cœur totalement fondu répandu sur le cuvelage de la piscine, il est impossible physiquement d'en percer le cuvelage. Ceci est dû au fait, d'une part, que le cœur, en aluminium, fond à 660 °C alors que le cuvelage inox à une température de fusion de plus 1500 °C, et d'autre part, que la puissance résiduelle est suffisamment faible pour qu'un refroidissement suffisant puisse être assuré de manière strictement radiative à une température inférieure à celle de fusion de l'inox.

Page : 193 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 7 Crise	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

7. GESTION DES ACCIDENTS GRAVES

7.1 Mesures de gestion du refroidissement cœur

Les paragraphes précédents ont montré que la maîtrise du refroidissement repose uniquement sur :

- la maîtrise de l'inventaire en eau dans le bloc pile au-dessus des clapets de convection naturelle,
- la maîtrise du niveau d'eau dans la piscine, au-dessus du bloc pile (213,25 m NGF) (la piscine étant considérée comme source ultime de refroidissement).

La gestion des accidents graves avant endommagement du combustible dans le bloc pile consiste donc, dans le principe, en la gestion de l'inventaire en eau dans le bloc pile et la piscine. La perte des alimentations électriques et la perte de la source froide (Drac) n'ayant pas d'impact sur la sûreté et ne conduisant donc pas à des accidents graves, nous considérons que la gestion de ces événements relève d'opérations d'exploitation et non de gestion de crise ; nous ne reviendrons donc pas sur ces événements dans cette partie.

L'impact potentiel, sur la gestion des accidents, des installations industrielles environnantes est succinctement examiné en particulier vis-à-vis de la disponibilité du PCS, Conformément à la deuxième partie de l'engagement n° 18 (4). Ce chapitre dans son ensemble est par ailleurs conforme aux engagements n° 19 et 21 (4).

7.1.1 Avant endommagement du combustible

Deux types d'intervention sont mises en œuvre pour traiter un accident de perte de l'inventaire en eau, donc de risque de perte du refroidissement, avant l'endommagement du combustible :

- La première intervention a pour objectif de maintenir un niveau d'eau suffisant dans le bloc pile pour garantir le refroidissement correct de l'élément combustible en convection naturelle,
- La deuxième intervention a pour objectif de circonscrire la fuite pour revenir à une situation normale dans le cas où elle se situe sur un bridage arrière de doigt de gant.

7.1.1.1 Maintien du niveau d'eau dans le bloc pile

Une fuite sur le circuit primaire conduisant à une baisse anormale du niveau d'eau lourde dans le bloc pile génère l'alarme suivante en salle de contrôle réacteur :

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 194 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 7 Crise

PANNEAU : BS 4 BLOC 2 CASE 21					<u>TEXTE VERRINE</u> NIVEAU MINI D.O								
CODE SUPERVISION					<u>TEXTE SUPERVISION</u>								
TCMS CODE	ADRESSE ENTREE AUTOMATE DEFAULT				ORIGINE								
	Plan	Armoire	Numéro Carte Entrée		Capteur	CAUSES POSSIBLES						Seuils	
A 201		AL 4	3	66		Défaut niveau mini Cheminée - 411 MN 02 b - (Salle électronique, SK2, niveau 8).						Suivant travaux	
SCHEMA ELECTRIQUE					CPE		FM		NT - FT		REFERENCE		
TITRE		NUMERO	EMPL	NUMERO	GROUPE	NUMERO	GROUPE	NUMERO	GROUPE	RGE	PUI	RAP. SURETE	
Mesure 411 MN 02 b		P5 3 1020	3 A	167	18								
CONSEQUENCE - AUTOMATISME							OBSERVATIONS - INTERVENTIONS						
Aucune conséquence automatique.							Existence d'un 2° seuil réglé à 217,59 m donnant l'autorisation ouverture vanne réacteur (programme 4). Schéma hotte Re 7C 51 P4 CE 400.						

Cette alarme renvoie à la procédure de gestion de l'événement, dénommée Consigne Particulière d'Exploitation à l'ILL, CPE n° 167.

Cette CPE demande la réalisation des actions décrites dans les paragraphes suivants :

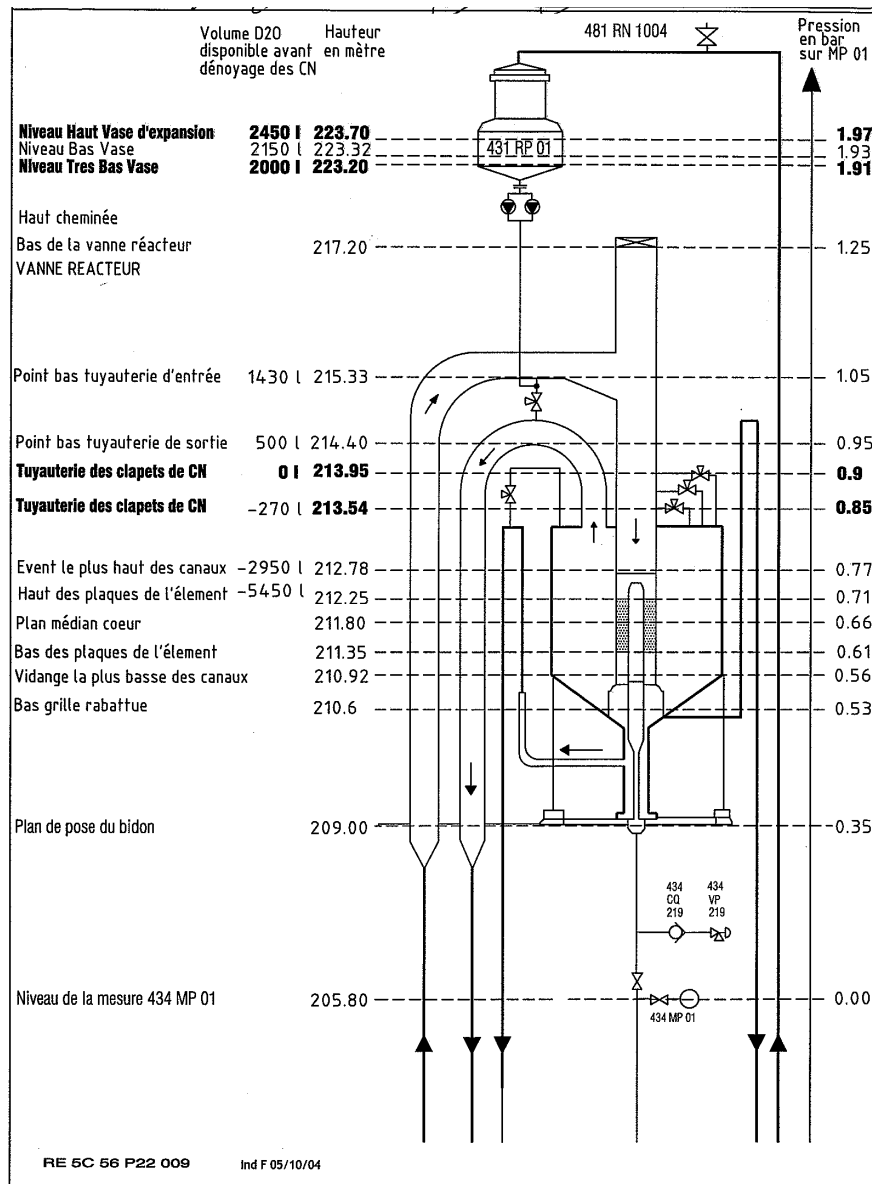
7.1.1.1.1 Contrôle du niveau d'eau lourde dans le bidon réflecteur

La première étape, évidemment fondamentale pour effectuer un diagnostic pertinent, est de suivre avec l'instrumentation disponible, mesures de pression et mesures de niveau, l'évolution du niveau d'eau lourde dans le bloc pile.

Trois capteurs permettent d'obtenir cette information :

- Depuis la salle de contrôle : le niveau d'eau lourde dans le bloc pile est disponible sur le capteur 411 MN 02b, celui qui a déclenché l'alarme en verrine,
- Depuis le PCS : le niveau d'eau lourde dans le bloc pile est donné par le capteur 486 MN 01,
- En local : la pression est disponible sur le manomètre 434 MP01. Le schéma suivant, annexe 1 de la CPE n° 167, permet de convertir les mesures de pression en mesures de niveau :

**ÉVALUATION COMPLÉMENTAIRE DE LA SURETÉ
AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA**



7.1.1.1.2 Isolement du bloc pile

La première action consiste à isoler le bloc pile en isolant les différentes casemates, pompes principales, échangeurs principaux, circuit CRAB, circuit DRG, circuit épuration. Cette action est en partie automatique sur niveau bas vase d'expansion, en partie manuelle depuis le tableau des vannes situé au deuxième étage d'ILL4. Seules deux vannes, correspondant à des circuits de petit diamètre ($\square = 39$ mm), ne peuvent être fermées que depuis l'intérieur du bâtiment réacteur.

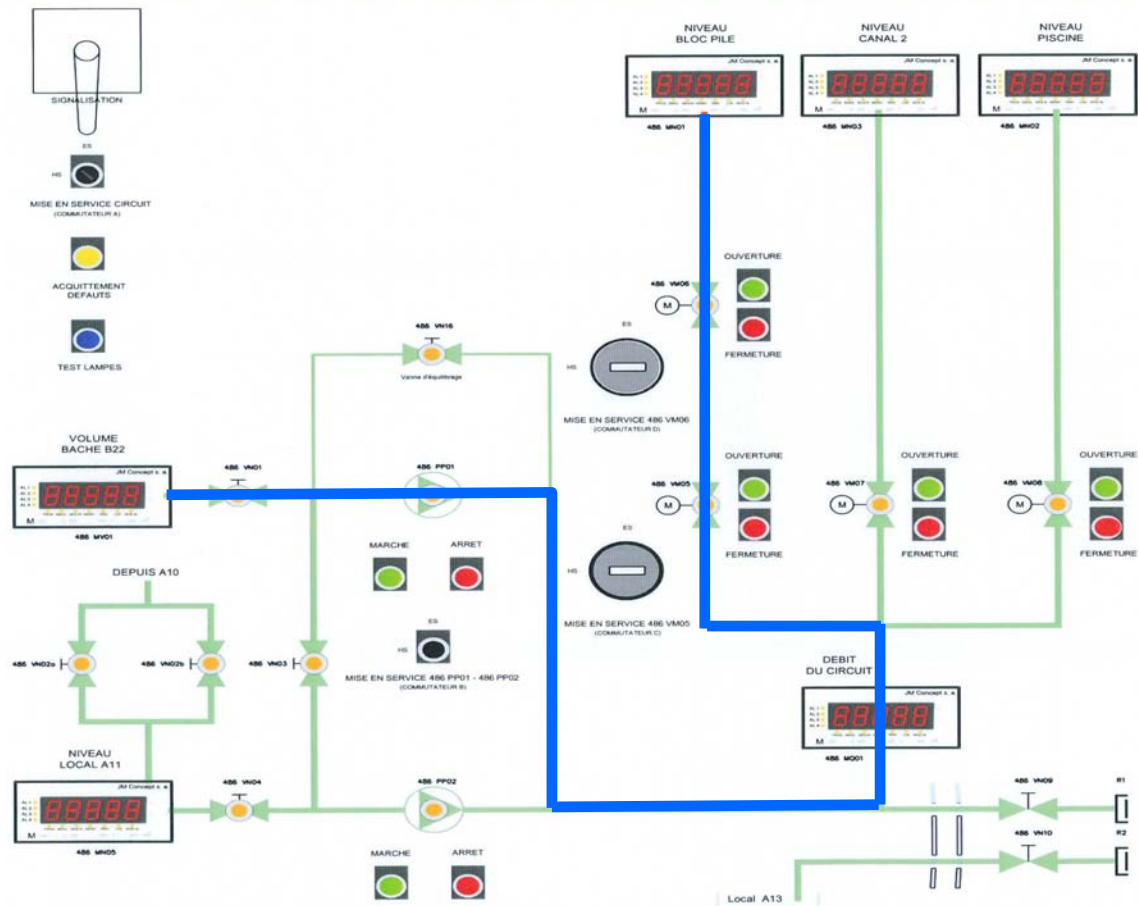
Cette première action préventive permet le maintien de l'inventaire en eau dans le bloc pile, donc permet le maintien du refroidissement, dans le cas où la fuite sur le circuit primaire est située sur une portion de circuit interne à l'une des casemates qui sont isolées.

7.1.1.1.3 Alimentation du bloc pile en eau interne au bâtiment réacteur

La deuxième action consiste à réalimenter le bloc pile en eau. L'alimentation est effectuée en premier lieu par le CES, qui n'est pilotable que depuis le synoptique du PCS, en appliquant la CPE n° 221 ind E.

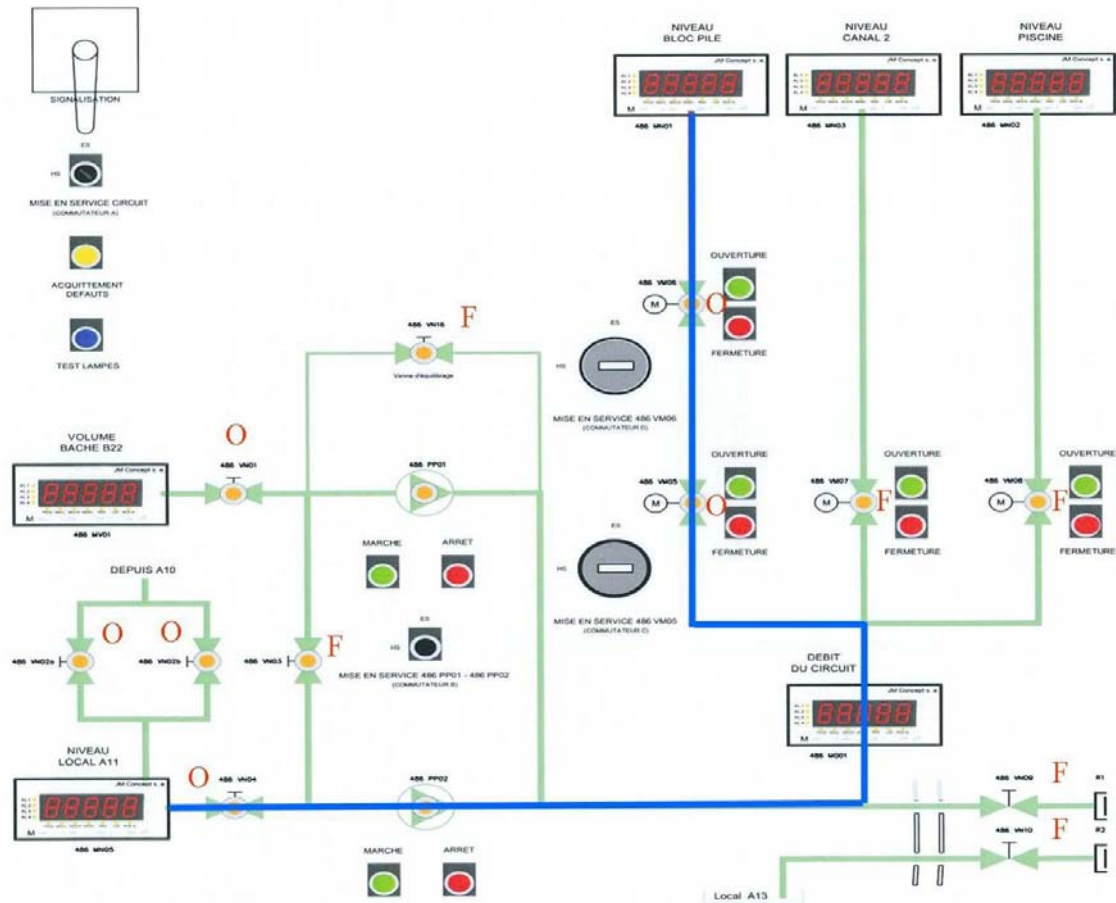
L'alimentation en eau déminéralisée est d'abord effectuée en pompant avec la pompe PP01 dans la bache B22 qui dispose en permanence d'au moins 120 m³ de réserve soit 2 heures d'autonomie, le débit du CES étant de 60 m³.h⁻¹.

- Alimentation depuis B22 :



Lorsque le niveau d'eau de ruissellement est suffisant dans la crypte, le pompage peut être effectué avec la pompe PP02 directement en A11 à la place de B22.

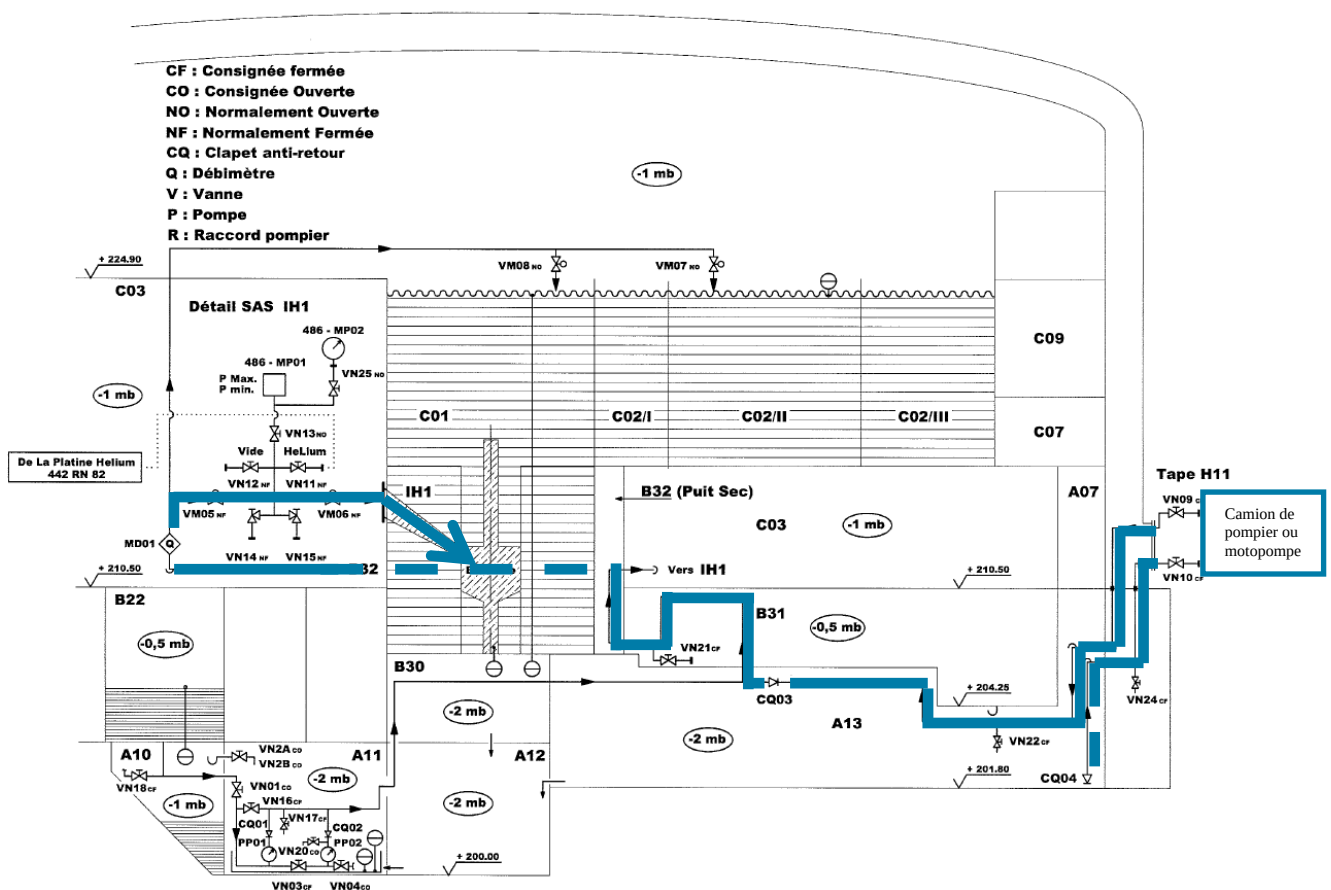
- Alimentation depuis A11 :



7.1.1.1.4 Alimentation du bloc pile en eau externe au bâtiment réacteur

Deux alimentations en eau externe sont possibles :

- Par le CES depuis des raccords de type pompier situés à droite de la porte à camion. Il est possible de :
 - o soit reprendre l'eau en A13, si le niveau le permet, et la refouler dans la tuyauterie CES d'alimentation du bloc pile en connectant une motopompe ;
 - o soit alimenter directement la tuyauterie CES d'alimentation du bloc pile en connectant un camion citerne de pompier ou une motopompe en déroulant une ligne souple jusqu'au Drac pour alimenter en eau du Drac.



- Par le réseau d'eau de ville dans le bâtiment réacteur :
 - o brancher le tuyau flexible transparent sur la vanne 820 RN 04,
 - o brancher le tuyau d'appoint de secours (voir photo 1) sur le raccord en C08 bis (voir photo 2) ;
 - o raccorder le tuyau flexible sur le circuit D2O au niveau de la vanne 481 RN 1004 en C09 (voir photo 3).

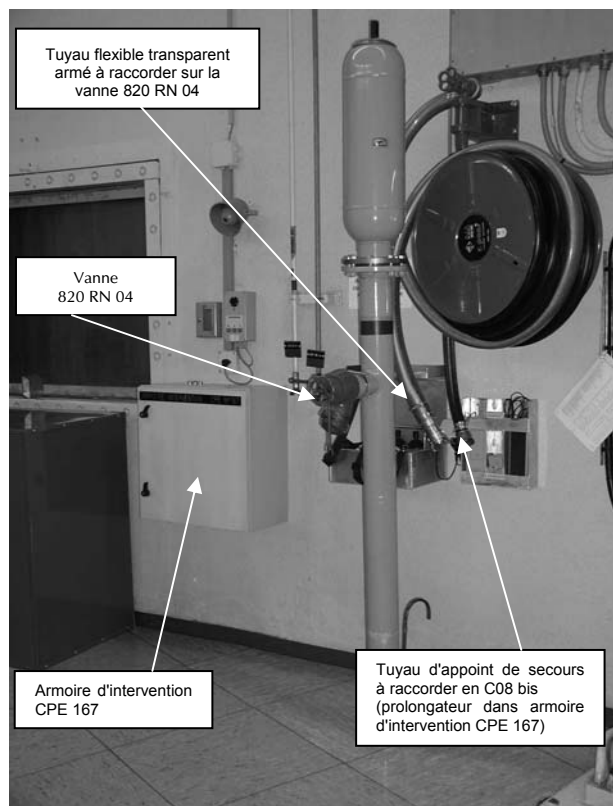


Photo 1 – Niveau D



Photo 2 – C08 bis

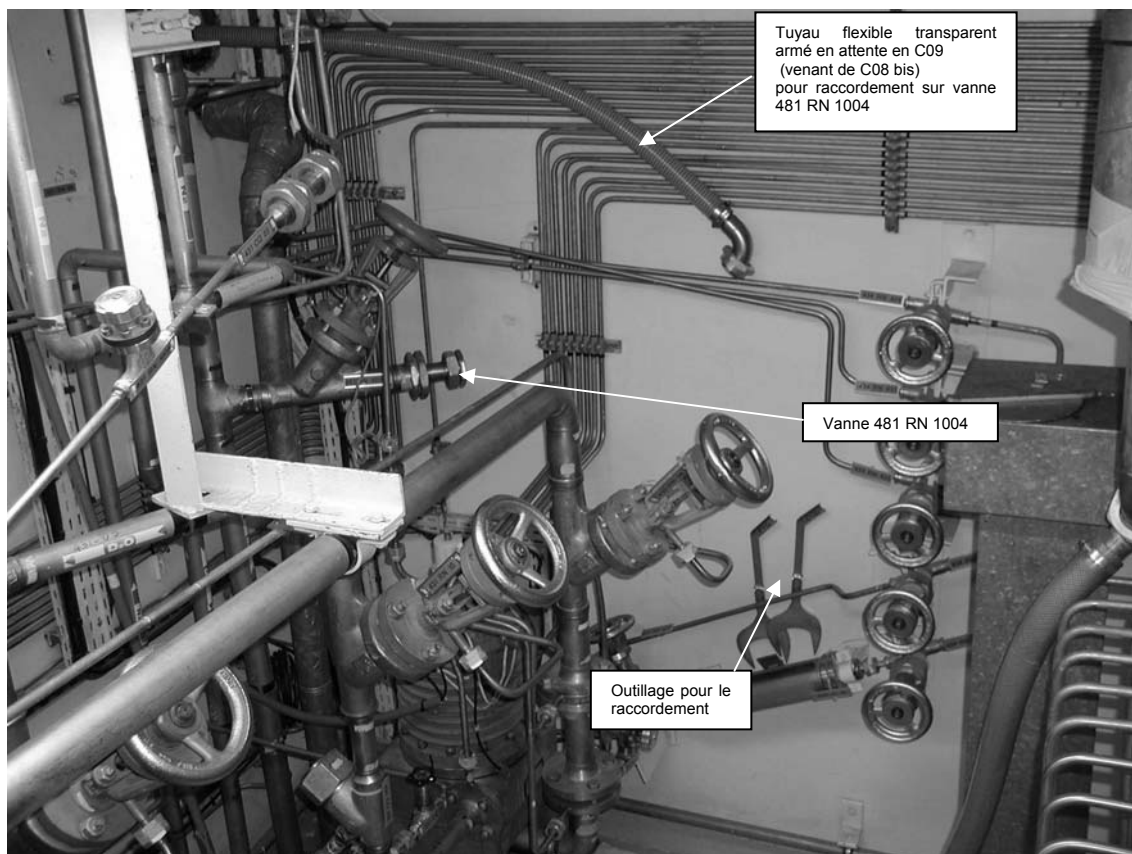
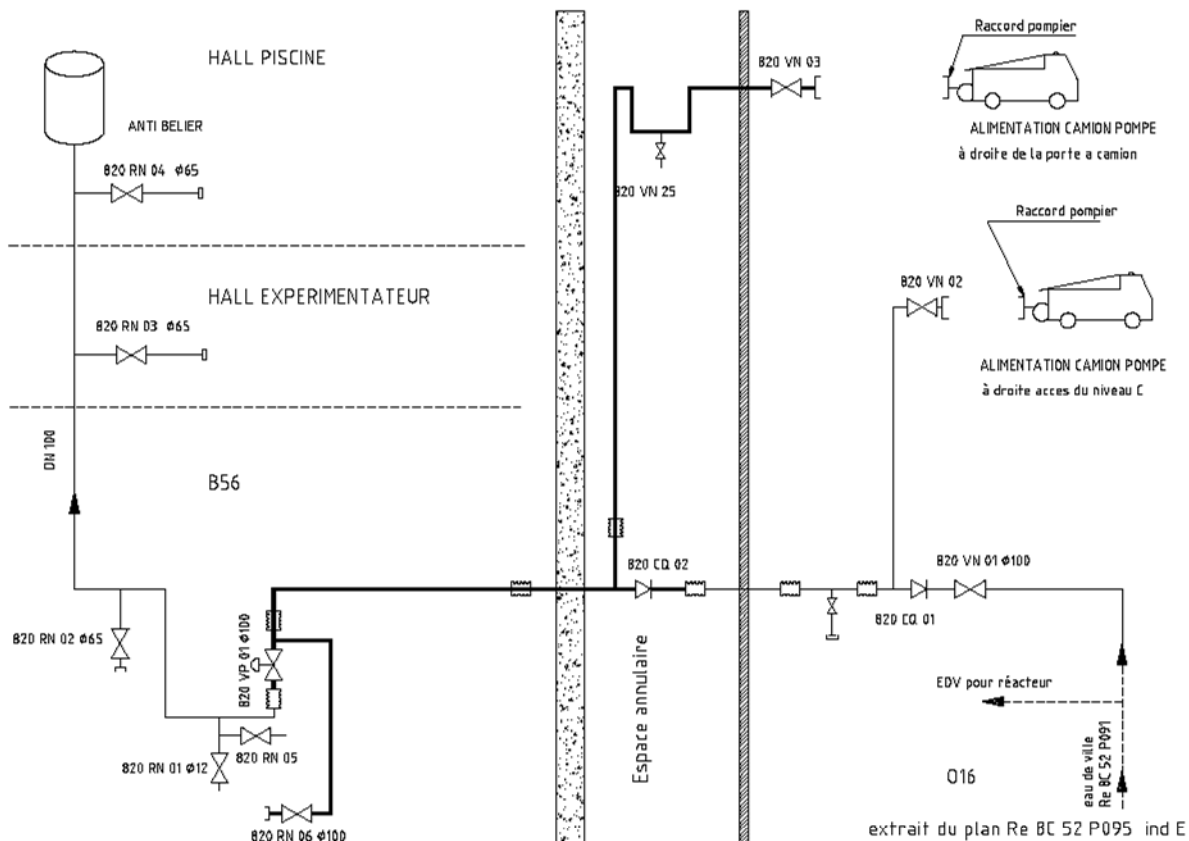


Photo 3 – C09

Enfin il est possible de réalimenter le réseau d'incendie du bâtiment réacteur par l'extérieur



Le circuit incendie est alimenté par le circuit eau de ville par la 820 VN 01 au fond d'O16-S29 vers les traversées d'enceinte (voir photo 4) ou par un collecteur extérieur qui peut recevoir un camion pompe (Ø 100 mm) par l'intermédiaire de la vanne 820 VN 02 en local (l'opérateur s'y rend en sortant du bâtiment ILL4 par l'accès situé face au bureau gardien réacteur).

La trappe sur la gauche en sortant doit être ouverte (voir photo 5). Le collecteur est toujours plein d'eau, les vannes 820 VN 01 et 820 VP 01 (sur la plate-forme "Traversées d'enceinte" en B56 à gauche en montant à l'échelle) sont toujours ouvertes. Le raccordement peut alors être effectué.

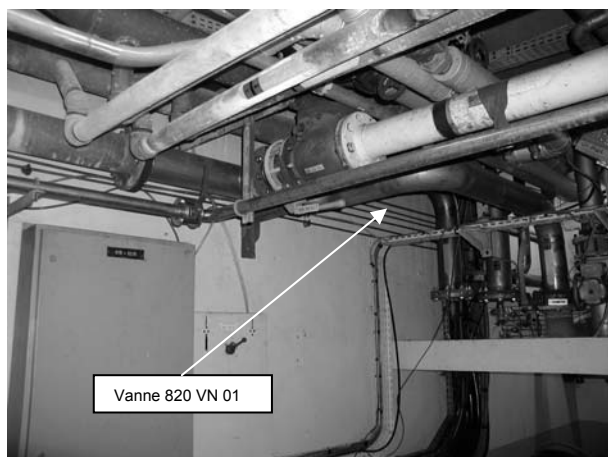


Photo 4 – O16 / S29



Photo 5 – Extérieur ILL 4

7.1.1.1.5 Disponibilité et opérabilité de la gestion de la perte de l'inventaire en eau dans le bloc pile

Les tableaux suivants synthétisent les équipements et les actions opérateurs pour assurer l'opérabilité des dispositions de gestion accidentelle de la perte de la maîtrise du refroidissement avant endommagement du combustible. Les utilitaires internes et externes nécessaires au fonctionnement de l'équipement, le délai de mise en œuvre, ainsi que la disponibilité en cas de séisme ou d'inondation (les cases grisées indiquent l'indisponibilité) sont précisés pour les équipements ; il est également indiqué si l'équipement fait l'objet d'un CEP. En ce qui concerne les opérateurs, leur nombre nécessaire à la réalisation de l'action, leur qualification, ainsi que leur entraînement par exercices sont indiqués :

- équipements :

Fonction	Equipement	CEP	Utilitaire interne	Utilitaire externe	Séisme	Inondation
Diagnostic	411 MN 02b	Oui	NS1		perdu	perdu
	434 MP 01	Oui	Sans		perdu	perdu
	486 MN 01	Oui	Diesel PCS		disponible	perdu
Isolement Bloc Pile	Vannes isolement	Oui	AS		perdu	disponible
Alimentation interne	CES	Oui	Diesel PCS		disponible	perdue
Alimentation externe	CES – tape H11	Oui		Motopompe	disponible	perdue
Alimentation externe	Circuit incendie	Non			perdue	disponible

- Actions opérateurs

Action	n	Qualification	Exercices	Localisation	Accessibilité	Délai de mise en œuvre
Diagnostic	1	agent de quart	Oui	SdC ou PCS	Facile	-
Isolement Bloc Pile	1	agent de quart	Oui	Sdc ou 233	Facile	2 minutes
Alimentation interne	1	agent de quart	Oui	PCS	Facile	10 minutes
Alimentation externe - CES	2	agents de quart	Oui	Porte à camion	Facile	60 minutes
Alimentation externe Circuit incendie	2	agents de quart	Oui	Niveau D CO8bis CO9	Zone rouge en CO9 DdD~100 mGy.h ⁻¹	10 minutes

En cas de séisme seul, le CES est opérationnel depuis le PCS. Ce circuit de sauvegarde fait l'objet de CEP, à chaque inter-cycle le CEP IC31 et une fois par an le CEP A67. A l'occasion d'exercices internes, il est également mise en œuvre par les équipes de quart.

Le PCS étant sous la cote de 216,2 m NGF, correspondant au niveau maximal d'eau sur le site dans le cas de la rupture cumulée de l'ensemble des barrages situés sur le Drac, il est indisponible lors d'une telle « inondation » rendant de fait le CES également indisponible.

En dehors de cette situation extrême, le PCS, situé à 170 m du réacteur, est opérationnel en toute circonstance, puisque en particulier, il est en effet dimensionné au SMS avec des marges importantes (cf. § 3.2), à la crue maximale au niveau 210,5 m NGF, à l'explosion d'un camion citerne sur l'A480 et qu'il dispose d'un système d'épuration de l'air et de mise en surpression pour se protéger de toute pollution externe de l'air. En dehors des barrages déjà étudiés, Il n'y a donc pas d'agression, due à l'environnement industriel environnant, susceptible de rendre indisponible le PCS et donc la gestion de la crise.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 202 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 7 Crise

7.1.1.1.6 Enclenchement éventuel du Plan d'Urgence interne (PUI)

La baisse incontrôlée du niveau d'eau dans le bloc pile pouvant conduire à un niveau ≤ 214 m NGF en présence d'un élément combustible utilisé en pile correspond au critère R3.2 de déclenchement du PUI.

7.1.1.2 Intervention au bridage arrière

Cette deuxième intervention a pour objectif de circonscrire la fuite pour revenir à une situation normale dans le cas où celle-ci se situe au niveau sur l'un des bridages arrière des doigts de gant.

En cas de fuite sur un des bridages arrière, l'alarme est la suivante :

PANNEAU : BS 2 BLOC 1CASE 2					<u>TEXTE VERRINE</u> D.D.F NIVEAU C CANIVEAU NOYAU CENTRAL								
CODE SUPERVISION					<u>TEXTE SUPERVISION</u>								
TCMS CODE	ADRESSE ENTREE AUTOMATE DEFAULT				ORIGINE								
	Plan	Armoire	Automate CarteEntrée		Capteur	CAUSES POSSIBLES						Seuils	
		AL 2	3	17	2 boucles	Fuite d'eau détectée dans caniveau noyau central. Dysfonctionnement sur l'une ou l'autre centrale. Contact défaut entre CR9-05-D06 et CR9-05-D05							
SCHEMA ELECTRIQUE					CPE		FM		NT - FT		REFERENCE		
TITRE		NUMERO	EMPL	NUMERO	GROUPE	NUMERO	GROUPE	NUMERO	GROUPE	RGE	PUI	RAP. SURETE	
DDF caniveau noyau central câblage		3014	3 D	209 167	18 18	814	07	NT 27	17	11.2.D			
CONSEQUENCE - AUTOMATISME							OBSERVATIONS - INTERVENTIONS						
							Recherche origine selon CPE 209 classement 18, prélèvements. Analyse SPR séchage. Boîtiers détecteur Frogsys Niveau C passerelle, à gauche de l'armoire D.D.F. Le boîtier indique la zone de la fuite. Deux systèmes indépendants provoquent l'alarme en cas de déclenchement de l'un ou l'autre.						

Cette alarme renvoi aux CPE n° 167 vue précédemment et n° 209.

La CPE n° 209 demande la réalisation des actions décrites dans les paragraphes suivants :

7.1.1.2.1 Confirmation et localisation de la fuite

Dans le cas d'une détection de fuite, la centrale indique la date et l'heure d'apparition de l'alarme, ainsi que la distance en mètre à laquelle se trouve la fuite depuis le point d'origine. La LED associée à la zone en défaut est éclairée rouge. Le tableau ci-dessous permet de localiser la fuite :

TABLEAU DE LOCALISATION DE FUITE			
Distance lue sur la centrale en défaut	Tolérance	Canal concerné par le défaut	Conditions particulières pour l'intervention après respect des actions générales
0 m	0 m / 2 m	H7	Voir annexe 1 de la CPE
4 m	2 m / 6 m	H13	Voir annexe 2 de la CPE
9 m / 11 m	7 m / 13 m	H12 ou H1/H2	Voir annexe 3 de la CPE
14 m	12 m / 16 m	H3	Voir annexe 4 de la CPE
19 m	17 m / 21 m	H4	Voir annexe 5 de la CPE
22 m	20 m / 24 m	H5	Voir annexe 6 de la CPE
26 m	24 m / 28 m	H6	Voir annexe 7 de la CPE
32 m	30 m / 34 m	H8	Voir annexe 8 de la CPE
35 m	33 m / 37 m	H9	Voir annexe 9 de la CPE
37 m	35 m / 39 m	H10	Voir annexe 10 de la CPE
43 m	41 m / 43 m	H11	Voir annexe 11 de la CPE

7.1.1.2.2 Mise en sécurité de l'installation

Dès que la fuite est confirmée par l'affichage sur une centrale et :

- pour le circuit D₂O par une baisse anormale du niveau dans le vase d'expansion et/ou une modification de pression entrée ou sortie cœur et/ou une montée en activité ³H,
- pour le circuit eau légère par une baisse du niveau dans la piscine réacteur,

la CPE demande d'exécuter les actions suivantes :

Actions générales	Réalisées (O/N)
Arrêter le réacteur par BP pupitre et les sources de neutrons froids par BP arrêt turbines (BS 15).	
Faire un appel groupe pendant les heures ouvrables, et prévenir l'ingénieur de service (déclenchement infra PUI).	
Actions générales	Réalisées (O/N)
Prévenir le Service Radioprotection qui précise le classement de la zone d'intervention, les conditions d'accès et d'équipement du personnel.	
Appliquer la CPE 167 – classement 18 – en cas de baisse importante du niveau dans le bloc-pile.	

7.1.1.2.3 Intervention au bridage concerné par la fuite

La CPE, dans ses annexes, donne la procédure d'intervention pour chaque doigt de gant (canal).

L'exemple qui suit concerne le doigt de gant H6 dont on a vu qu'il est le plus pénalisant au paragraphe 2.3.1.4.

Le matériel d'intervention utilisé est le suivant :

- une lampe torche et un talkie-walkie (canal 1 hors réacteur, canal 2 dans le réacteur) ;
- l'écrase tube autonome dans sa mallette (en SdC derrière le synoptique circuits principaux) en y installant la batterie en cours de chargement ;
- le tuyau et les raccords d'air comprimé (dans l'armoire matériel de sécurité dans le couloir du 4^{ème} étage ILL4) ;
- une clé pour les cadenas universels (rouges et verts).

Actions en local avant d'accéder à la casemate	Réalisées (O/N)
L'accès se fait par la trappe coulissante (photo 1).	
Le chariot doit être soit enfourné (Led FC1B allumée sur pupitre), soit défourné (Leds FC7, FC2 et FCPASR allumées).	
Ne pas intervenir si le chariot est en position intermédiaire (leds de positionnement éteints si position intermédiaire).	
Faire une mesure d'ambiance avec le SPR pour déterminer les conditions radiologiques et les équipements à utiliser pour l'intervention.	
Selon le résultat de la mesure, accéder ou non au bridage arrière par la trappe supérieure (photo 1).	



Photo 1

Dans la casemate	Réalisées (O/N)
Inspecter le bridage du doigt de gant, les tuyauteries et les vannes pour déterminer l'origine de la fuite.	
En cas de fuite après une vanne, la fermer. 434RN405 = vanne de vidange D₂O (doit être toujours fermée) 434RN385 = vanne d'évent D₂O 455RN1009 = vanne de vidange H₂O (doit être toujours fermée) 451RN1020 = vanne d'évent H₂O En cas de fuite sur le bridage, colmater par quelque moyen que ce soit (bouchons en bois disponibles dans la mallette de l'outil écrase tubes). En cas de fuite sur une tuyauterie non isolable, la colmater par quelque moyen que ce soit (bouchons en bois disponibles dans la mallette de l'outil écrase tubes) ou écraser le tuyau à l'aide de l'outil "écrase tubes".	

7.1.1.2.4 Disponibilité et opérabilité de la gestion de la fuite au bridage arrière

Les tableaux suivants synthétisent les équipements et les actions opérateurs pour assurer l'opérabilité des dispositions de gestion accidentelle d'une fuite au bridage arrière d'un doigt de gant avant endommagement du combustible. Les utilitaires internes et externes nécessaires au fonctionnement de l'équipement, le délai de mise en œuvre, ainsi que la disponibilité en cas de séisme ou d'inondation (les cases grisées indiquent l'indisponibilité) sont précisés pour les équipements ; il est également indiqué si l'équipement fait l'objet d'un CEP. En ce qui concerne les opérateurs, leur nombre nécessaire à la réalisation de l'action, leur qualification, ainsi que leur entraînement par exercices sont indiqués :

- Equipements :

Fonction	Equipement	CEP	Utilitaire interne	Utilitaire externe	Séisme	Inondation
Diagnostic	Frogsys n° 1	Oui	NS3		perdu	perdu
	Frogsys n° 2	Oui	NS3		perdu	perdu
Mise en sécurité	Arrêt d'Urgence	Oui	NS		disponible	disponible
Matériel intervention	Matériels portatifs	Non	Sans		disponible	disponible

- Actions opérateurs

	n	Qualification	Exercices	Localisation	Accessibilité	Délai de mise en œuvre
Diagnostic	1	Agent de quart	Oui	Niveau C		5 minutes
Mise en sécurité	1	Conducteur de pile	Oui	Sdc ou 233		immédiat
Intervention en casemate	2 1	Agents de quart Agent SPR	Oui	Niveau C Casemates primaires	Zone orange ou rouge	1 à 2 heures

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 206 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 7 Crise

En cas de séisme seul, le système Frogsys de détection de fuite au niveau C n'étant pas qualifié, le diagnostic des fuites éventuelles est effectué lors de rondes à l'intérieur du bâtiment réacteur conformément à la CPE n° 244 qui traite spécifiquement de la gestion après séisme.

Le niveau de rayonnement en casemate primaire étant de quelques centaines de mGy.h^{-1} quelques minutes après l'arrêt du réacteur, la casemate correspond à une zone rouge ; ce niveau reste néanmoins compatible avec une intervention rapide, de l'ordre de la minute, pour raison d'urgence radiologique. Ce débit de dose décroît assez vite juste après l'arrêt du réacteur en particulier du fait de la période très courte, de l'aluminium 28 (2,24 min) produit par activation dans les principaux équipements situés à l'intérieur des casemates primaires.

7.1.2 Après endommagement du combustible

Les moyens et la procédure de refroidissement du combustible après endommagement sont exactement les mêmes que ceux avant endommagement présentés précédemment.

7.1.3 Après défaillance de la cuve

Dans le cas d'une défaillance du bloc pile (assimilable à la cuve), le cœur se retrouve dans la piscine réacteur. Le maintien du refroidissement nécessite cette fois-ci le maintien de l'inventaire en eau dans la piscine réacteur.

La procédure de gestion actuellement en vigueur est la CPE n° 221, consacrée à la mise en œuvre du CES, les manœuvres d'appoint à partir des bâches B22 ou B50 et de l'eau de ville étant considérées comme des manœuvres d'exploitation normale.

Dans le cas de cette double défaillance, perte d'intégrité du bloc pile (cuve) et baisse de niveau piscine réacteur, cette CPE demande la réalisation des actions décrites dans les paragraphes suivants :

7.1.3.1 Contrôle du niveau d'eau dans la piscine réacteur

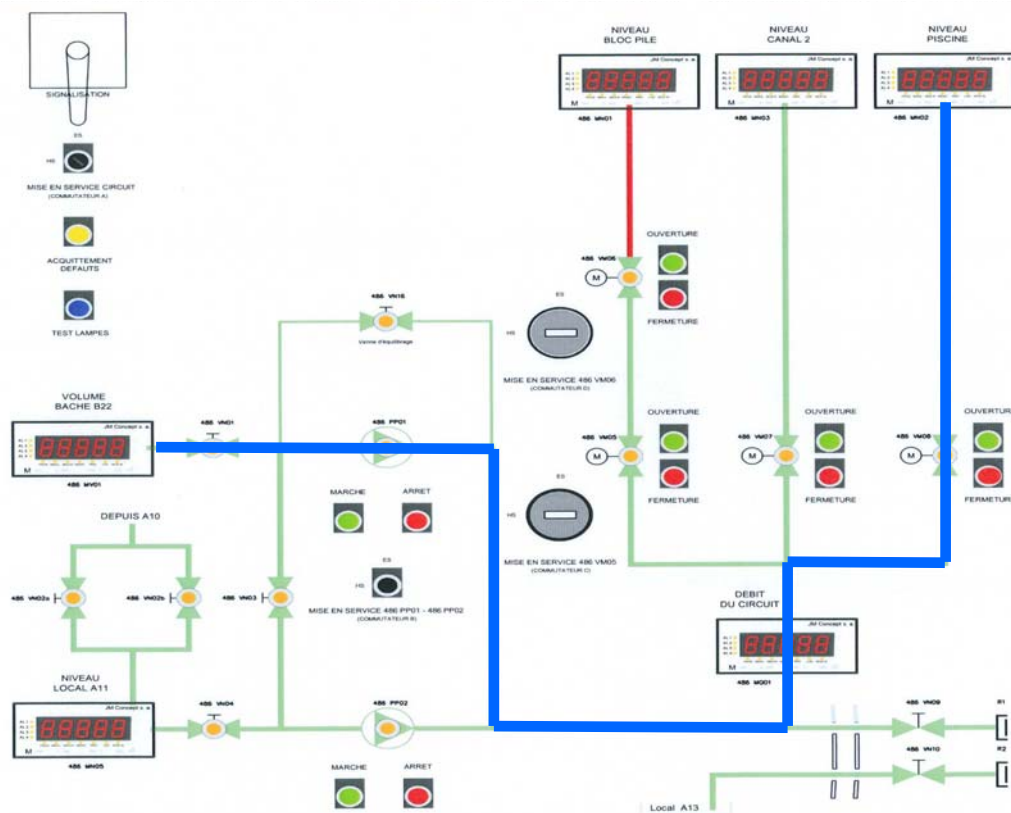
La première étape fondamentale est d'effectuer un diagnostic afin de décider si la CPE n° 221 doit être mise en œuvre. Elle consiste à suivre, avec l'instrumentation disponible, le niveau piscine afin d'identifier s'il risque de descendre sous la cote 214 m NGF correspondant à la hauteur du clapet de convection naturelle le plus haut. Deux capteurs permettent d'obtenir cette information :

- Depuis la salle de contrôle : le niveau d'eau dans la piscine est disponible sur le capteur 451 MN 02,
- Depuis le PCS : le niveau d'eau dans la piscine est disponible sur le capteur 486 MN 02.

7.1.3.2 Alimentation de la piscine en eau interne au bâtiment réacteur

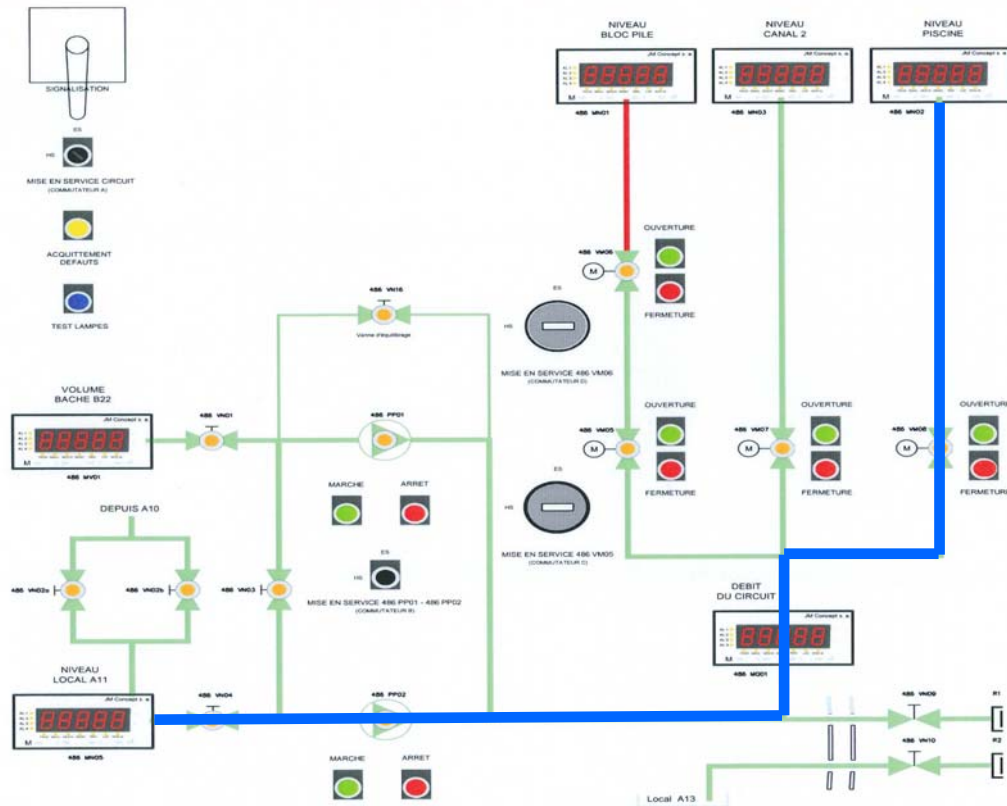
L'alimentation en eau déminéralisée est d'abord effectuée en pompant avec la pompe PP01 dans la bâche B22 qui dispose en permanence d'au moins 120 m^3 de réserve soit 2 heures d'autonomie, le débit du CES étant de $60 \text{ m}^3.\text{h}^{-1}$.

- Alimentation depuis B22 :



Lorsque le niveau d'eau de ruissellement est suffisant dans la crypte, le pompage peut être effectué avec la pompe PP02 directement en A11 à la place de B22.

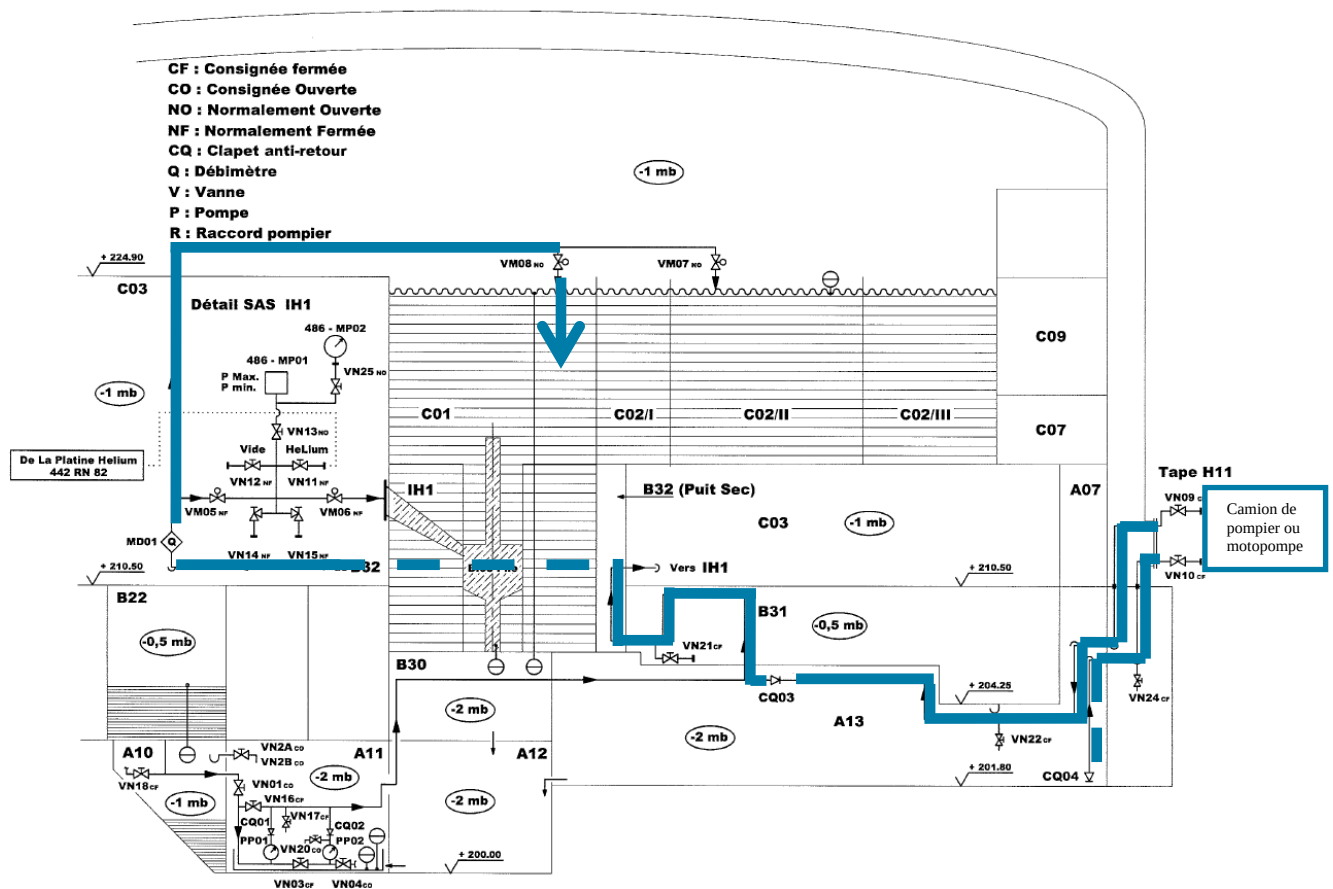
- Alimentation depuis A11 :



7.1.3.3 Alimentation du bloc pile en eau externe au bâtiment réacteur

L'alimentation en eau externe est possible comme précédemment avec le CES :

- Depuis des raccords de type pompier situés à droite de la porte à camion, il est possible de :
- Reprendre l'eau en A13 et la refouler dans la tuyauterie CES d'alimentation de la piscine en connectant une motopompe,
- Alimenter directement la tuyauterie CES d'alimentation de la piscine en connectant un camion citerne de pompier ou une motopompe en déroulant une ligne souple jusqu'au Drac pour alimenter en eau du Drac.



7.1.3.4 Disponibilité et opérabilité de la gestion de la perte de l'inventaire en eau dans le bloc pile

Les tableaux suivants synthétisent les équipements et les actions opérateurs pour assurer la disponibilité, l'opérabilité des dispositions de gestion accidentelle de la perte de la maîtrise du refroidissement avant endommagement du combustible. Les utilitaires internes et externes nécessaires au fonctionnement de l'équipement, le délai de mise en œuvre, ainsi que la disponibilité en cas de séisme ou d'inondation (les cases grisées indiquent l'indisponibilité) sont précisés pour les équipements. Il est également indiqué si l'équipement fait l'objet d'un CEP. En ce qui concerne les opérateurs, leur nombre nécessaire à la réalisation de l'action, leur qualification, ainsi que leur entraînement par exercice sont indiqués :

• Equipements :

Fonction	Equipement	CEP	Utilitaire interne	Utilitaire externe	Séisme	Inondation
Diagnostic	451 MN 02	Oui	NS1		perdu	perdu
	486 MN 02	Oui	Diesel PCS		disponible	perdu
Alimentation interne	CES	Oui	Diesel PCS		disponible	perdue
Alimentation externe	CES – tape H11	Non		Motopompe	disponible	perdue

• Actions opérateurs

Action	n	Qualification	Exercices	Localisation	Accessibilité	Délai de mise en œuvre
Diagnostic	1	Chef de quart	Oui	SdC ou PCS		-
Alimentation interne	1	Mécanicien de quart	Oui	PCS		10 minutes
Alimentation externe - CES	2	Mécaniciens de quart	Oui	Porte à camion		60 minutes

En cas de séisme seul, le CES est opérationnel depuis le PCS. Ce circuit de sauvegarde fait l'objet de CEP. A l'occasion d'exercices internes il est également mise en œuvre par les équipes de quart.

Le PCS actuel étant sous la cote de 216,2 m NGF, correspondant au niveau maximal d'eau sur le site dans le cas de la rupture cumulée de l'ensemble des barrages situés sur le Drac, il est indisponible lors d'une telle « inondation » rendant de fait le CES également indisponible.

En dehors de cette situation extrême, le PCS, situé à 170 m du réacteur, est opérationnel en toute circonstance, puisque en particulier, il est en effet dimensionné au SMS avec des marges importantes (cf. § 3.2), à la crue maximale au niveau 210,5 m NGF, à l'explosion d'un camion citerne sur l'A480 et qu'il dispose d'un système d'épuration de l'air et de mise en surpression pour se protéger de toute pollution externe de l'air. En dehors des barrages déjà étudiés, Il n'y a donc pas d'agression, due à l'environnement industriel environnant, susceptible de rendre indisponible le PCS et donc la gestion de la crise.

7.2 Mesure de gestion du confinement après endommagement du combustible

7.2.1 Gestion du risque hydrogène

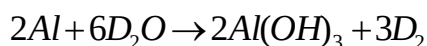
Trois sources d'hydrogène (deutérium) existent au RHF :

- Dispositifs expérimentaux SFV et SFH : ces sources de neutrons froids contiennent au total 13,6 kg de deutérium, la SFV contenant à elle seule 10 kg de deutérium.
- Radiolyse de l'eau lourde : Le Compte Rendu d'Essai n° 244 montre qu'à puissance nominale la production de deutérium dans le gaz de couverture est inférieure à 50 l.h⁻¹, dégazage en fonctionnement, et inférieure à 2 l.h⁻¹, dégazage à l'arrêt. Cet essai montre également qu'il n'y a aucune accumulation de deutérium et d'oxygène dans l'eau lourde lorsque le dégazage est arrêté, ce qui implique que la production par radiolyse, nécessairement continue en puissance, se recombine naturellement dans l'eau lourde. Réacteur à l'arrêt, la production va évidemment être beaucoup plus faible. Même si l'on retient de façon pénalisante que seuls les gammas sont à l'origine de la radiolyse, la production va donc instantanément baisser d'un facteur 3 (1 MW de puissance résiduelle gamma contre 2,2 MW de gamma de fission en fonctionnement) puis diminuer rapidement comme la puissance résiduelle. La production va

Page : 211 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 7 Crise	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

donc être inférieure à 1 l.h⁻¹ juste après l'arrêt puis diminuer rapidement. Elle est donc totalement négligeable par rapport au volume de deutérium des sources de neutrons froids.

- Oxydation des gaines aluminium du combustible : la réaction globale de production de deutérium par l'aluminium s'écrit :



En supposant de façon irréaliste que la totalité de la masse d'aluminium des plaques fond, 60 kg, et que la totalité de cette masse d'aluminium serve à la décomposition de l'eau avec un rendement de 100 %, la masse de deutérium produite est alors de 13,3 kg soit exactement la valeur de la masse de deutérium contenue dans les sources de neutrons froids.

Les données dont on dispose dans le rapport de sûreté, fraction de l'aluminium fondu de l'ordre de 30 %, fraction de l'aluminium fondu réagissant avec l'eau de l'ordre de 1,5 kg, montrent que l'estimation précédente est pénalisante d'au moins un ordre de grandeur.

Le risque principal avec l'hydrogène provient donc de la SFV, susceptible de relâcher 10 kg de deutérium dans l'enceinte du bâtiment réacteur. Même en retenant de façon irréaliste 13 kg de deutérium supplémentaires dus à la dissociation de l'eau lourde par l'aluminium, la concentration après mélange avec les 54000 m³ du hall réacteur au niveau D est inférieure à 0,3 %, soit le dixième de la limite inférieure d'explosivité de l'hydrogène dans l'air.

Un calcul transitoire est en cours pour modéliser en 3D la dispersion du deutérium, puis l'explosion du « nuage » dans le volume du niveau D en tenant compte des principaux équipements et locaux. Les résultats préliminaires montrent que la surpression maximale sur l'enceinte ne risque pas de l'endommager significativement (rapport à paraître).

PANNEAU : BS 15 BLOC 1 CASE 4					<u>TEXTE VERRINE</u> Détection fuite Hydrogène SFV						
CODE SUPERVISION					<u>TEXTE SUPERVISION</u> Voir causes possibles						
TCMS CODE	ADRESSE ENTREE AUTOMATE 										

Cette alarme renvoi à la procédure de gestion de l'événement CPE n° 157 à l'indice G.

Cette CPE demande la réalisation des actions décrites dans les paragraphes suivants :

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 212 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 7 Crise

7.2.1.1.1 Diagnostic de la fuite éventuelle de deutérium

Pour confirmer le diagnostic, la CPE liste, pour chaque alarme, les autres mesures qui peuvent permettre de confirmer la présence de deutérium. Par exemple dans le cas du déclenchement de l'alarme « sonde V1 coupole » :

- Vérification du signal sur la « sonde V2 coupole » ;
- Vérification du signal tritium sur le DTR : le deutérium étant tritié, une fuite s'accompagne obligatoirement d'une contamination de l'air en tritium détectée par l'appareil situé au niveau D ;
- Si la SFV est réchauffée, vérifier les variations de pression :
 - o Du deutérium : PIAC16 (SF_A20006),
 - o Des gardes et vides : PIAC14 (SF_A20009), PIAC4a (SF_A20000), PIAC5a (SF_A20001)
- Si la SFV est en froid, vérifier les variations de pression :
 - o Des gardes et vides : PIAC14 (SF_A20009), PIAC29 (SF_A20012), PIAC4a (SF_A20000), PIAC5a (SF_A20001)

7.2.1.1.2 Evacuation réacteur

Lorsque le diagnostic conduit à une suspicion avérée de fuite de deutérium au niveau D :

- Arrêter le réacteur s'il est en fonctionnement.
- Faire évacuer le bâtiment réacteur (application de la CPE 205).
- Prévenir l'ingénieur de service.
- Prévenir la FLS.
- Contacter le responsable des sources de neutrons froids.

La VN est laissée volontairement en service pour permettre l'évacuation rapide du deutérium.

7.2.1.1.3 Disponibilité et opérabilité de la gestion d'une fuite de deutérium sur les SF

Les tableaux suivants synthétisent les équipements et les actions opérateurs pour assurer l'opérabilité des dispositions de gestion accidentelle de la présence de deutérium dans le hall réacteur. Les utilitaires internes et externes nécessaires au fonctionnement de l'équipement, le délai de mise en œuvre, ainsi que la disponibilité en cas de séisme ou d'inondation (les cases grisées indiquent l'indisponibilité) sont précisés pour les équipements ; il est également indiqué si l'équipement fait l'objet d'un CEP. En ce qui concerne les opérateurs, leur nombre nécessaire à la réalisation de l'action, leur qualification, ainsi que leur entraînement par exercice sont indiqués :

- équipements :

Fonction	Equipement	CEP	Utilitaire interne	Utilitaire externe	Séisme	Inondation
Diagnostic	Sonde V1 à V8	Oui	NS		perdu	perdu
	DTR	Oui	NS		perdu	perdu
	PIAC 14, 29, 4a et 5a	Oui	NS		perdu	perdu
Ventilation Normale		Oui	AS – NS4, 5 et 48V		perdue	perdue

- Actions opérateurs

Action	n	Qualification	Exercices	Localisation	Accessibilité	Délai de mise en œuvre
Diagnostic	1	Agent de quart	Oui	SdC, PCS (partiel)	Facile	-

Page : 213 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 7 Crise	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Pour traiter le risque d'explosion transitoire, nous proposons la mise en place de deux recombineurs autocatalytiques passifs :

- Un au sommet de la charpente de la SFV dans la partie caissonnée contenant le ballast,
- Un au sommet de l'enceinte.

7.2.2 Gestion du risque de surpression

La pression dans l'enceinte béton peut augmenter rapidement pour les raisons suivantes :

- Surpression initiale lors d'un accident de type Borax : de l'ordre de 30 mbar,
- Surpression initiale lors d'une combustion des sources de neutrons froids : 21 mbar,
- Surpression initiale lors d'une combustion de la source de neutrons chauds : 18 mbar.

Les autres phénomènes de montée en pression sont des phénomènes plus lents :

- Echauffement de l'air du hall :
 - o Dû à la puissance résiduelle des ECI,
 - o Dû aux transferts éventuels de chaleur à travers la double enceinte.
- Fuites de l'espace annulaire dans l'enceinte béton,
- Evaporation partielle de l'eau piscine.

Le rapport RHF n° 324 – « Accident de dimensionnement - Calcul des conséquences radiologiques » montre que cette pression se stabilise à environ 140 mbar dans la situation la plus défavorable d'isolement total de l'enceinte sans aucun dégonflage par le circuit d'EG.

Les deux enceintes, béton et métallique, sont par ailleurs protégées de toute surpression par des soupapes de décharge :

- Deux soupapes sont destinées à limiter la surpression dans l'espace annulaire à 160 mbar. Ces soupapes sont du type à clapet piloté. Elles sont installées sur des tapes existantes, à l'extérieur de l'enceinte métallique, au niveau 212 m ;
- Deux soupapes du même type sont destinées à limiter la surpression exercée sur l'extérieur de l'enceinte en béton, à la valeur maximale prévue (150 mbar, toutes incertitudes comprises). Elles sont installées sur des tapes pleines situées à l'intérieur du bâtiment réacteur, l'une au niveau C, l'autre au niveau D.

La gestion du risque de surpression présentée ci-dessous vise donc, non pas à protéger l'enceinte elle-même, mais à limiter au strict minimum les très légères fuites directes inévitables lorsque l'enceinte interne béton est en surpression par rapport à la pression atmosphérique.

L'alarme en salle de contrôle correspondant à l'isolement d'enceinte déclenché, en 2/3 par les 3^{ième} seuils DGA01, 02, 03 ou en 2/3 par les 2^{ième} seuils 814 MA 01, 02, 03 ou en 2/3 par les 1^{ier} seuils séisme, est la suivante :

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399		Page : 214 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA		Chap. 7 Crise

PANNEAU : BS 16					<u>TEXTE VERRINE</u>								
BLOC 1 CASE 1					ISOLEMENT ENCEINTE								
CODE SUPERVISION					<u>TEXTE SUPERVISION</u>								
TCMS CODE	ADRESSE ENTREE AUTOMATE DEFAULT				ORIGINE								
	Plan	Armoire	Automate		Capteur	CAUSES POSSIBLES						Seuils	
			Carte	Entrée									
						• 2/3 DGA 01/02/03 en 3^{ième} seuil • 2/3 814 MA 01/02/03 en 2^{ième} seuil • 2/3 séisme en 1^{er} ou 2^{ième} seuil • clé en Salle de contrôle et au PCS							
SCHEMA ELECTRIQUE				CPE		FM		NT - FT		REFERENCE			
TITRE		NUMERO		EMPL	NUMERO	GROUPE	NUMERO	GROUPE	NUMERO	GROUPE	RGE	PUI	RAP. SURETE
					136	18							
CONSEQUENCE - AUTOMATISME							OBSERVATIONS - INTERVENTIONS						
Arrêt VN Arrêt EG							Gestion de la pression dans l'enceinte béton réacteur conformément à la CPE n° 136.						

Cette alarme renvoi à la CPE n° 136 à l'indice E.

Cette dernière CPE demande la réalisation des actions suivantes :

7.2.2.1 Contrôle de la pression dans le bâtiment réacteur

Trois capteurs permettent d'obtenir cette information et donc d'appliquer la CPE :

- 31 MP01 : ΔP entre l'espace annulaire et l'enceinte béton : $\Delta P = PEA - Pint$,
- 91 MP01 : ΔP entre l'espace annulaire et l'extérieur : $\Delta P = PEA - Patm$,
- 91 MP 03 : ΔP entre l'enceinte béton et l'extérieur : $\Delta P = Pint - Patm$.

7.2.2.2 Maintient de la dépression dans le bâtiment réacteur

Si la pression dans l'enceinte réacteur est supérieure à la pression atmosphérique, le rejet aux EG se fera par un « dégonflage passif ».

Ce dégonflage consiste à :

- Sélectionner la ligne des filtres à iode et THE qui était en réserve avant l'isolement de l'enceinte.
- Sélectionner le réchauffeur 812 LE 02 qui est normalement réglé avec :
 - o une consigne ΔT (Temp. sortie – Temp. entrée) de 20 °C,
 - o un seuil mini température si $\Delta T \leq 15$ °C.
- Vérifier ces réglages.
- En cas d'impossibilité d'utilisation du 812 LE 02, sélectionner le réchauffeur 812 LE 01 et procéder aux réglages (voir FT n° 124 pour mode opératoire) :
 - o une consigne ΔT (Temp. sortie – Temp. entrée) de 20 °C et,
 - o un seuil mini température ΔT à 15 °C.
- Vérifier la fermeture de la LOF 11.

Page : 215 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 7 Crise	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

- Ouvrir les clapets LZ 5 et LZ 6 sans mettre en service les ventilateurs des EG (mais avec VI 20 en service).
- Décoller la LOF 11 jusqu'à la perte de la signalisation « vanne fermée ».
- Mettre en service un des réchauffeurs et attendre la fin d'alarme en verrine « DELTA T MINI » sur le réchauffeur concerné.
- Laminer sur la LOF 11 pour limiter le débit des EG (lu sur afficheur 812 MD 01). Il est prévu de ne pas dépasser 250 m³/h au début du rejet.

Ensuite, un débit plus important peut être envisagé en utilisant les ventilateurs des EG, toujours en laminant avec la LOF 11.

En l'absence de surpression dans le hall réacteur, les éventuels ordres de rejets d'effluents seront donnés par le PC Direction par l'intermédiaire de l'Equipe Technique de Crise (ETC), conformément aux dispositions du PUI.

7.2.2.3 Gestion de la surpression de l'espace annulaire

7.2.2.3.1 Cas où la combustion des sources de neutrons froids et chauds ne s'est pas produite et ne peut être exclue

Immédiatement après isolement de l'enceinte :

- Si on est en « automatique », afficher une consigne de 75 mbar sur le régulateur en service (baie SK6 et/ou PCS) ;
- Si on est en « manuel », il faut continuer à régler le ΔP entre l'espace annulaire et le hall réacteur (31 MP 01) à 75 mbar en limitant la valeur par rapport à la pression atmosphérique à moins de 150 mbar pour éviter l'ouverture des soupapes externes.

7.2.2.3.2 Cas où la combustion des sources de neutrons froids et chauds s'est déjà produite ou peut être exclue

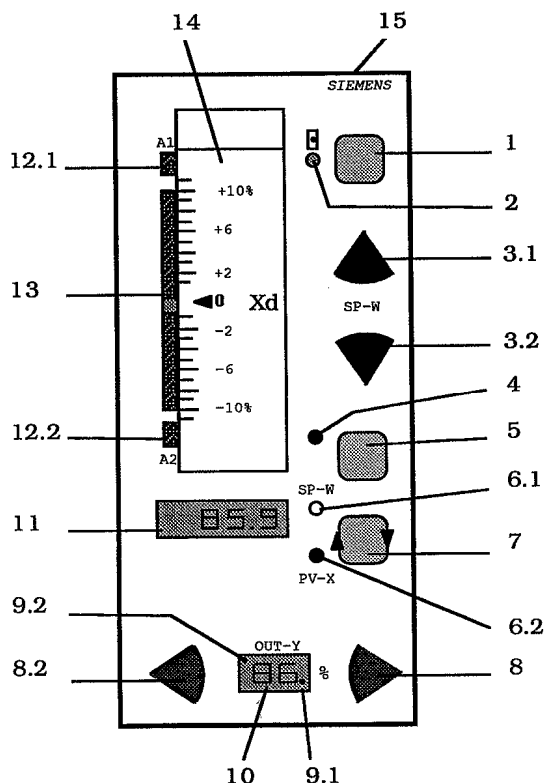
Immédiatement après isolement de l'enceinte :

- En « automatique », afficher une consigne de 15 mbar sur le régulateur en service (baie SK6 et/ou PCS).
- Si nécessaire (en cas de pannes simultanées VI 91 et VI 92), réguler cette pression en jouant sur le débit du ventilateur VI 90.

7.2.2.3.3 Mode opératoire affichage consigne

- Vérifier que la diode 2 est allumée, sinon, appuyer sur la touche (1).
- Appuyer plusieurs fois sur la touche (7) jusqu'à l'allumage de la diode (6.1).
- Afficher sur l'indicateur (11) la valeur de consigne en millibar en appuyant sur la touche (3.1) ou (3.2).
- Allumer la diode (6.2) en appuyant sur la touche (7).
- Eteindre la diode (2) allumée en appuyant sur la touche (1).
- Vérifier que la diode (4) est éteinte, sinon, appuyer sur la touche (5).

REGULATEUR E.A.



Test lampes : maintenir la touche (7)
pendant plus de 5 s

- 1 Commutateur de fonctionnement
- 2 Diode électroluminescente (verte) :
Feu fixe = valeur de consigne interne
Feu clignotant = certains états de marche SPC ou DDC
- 3.1 Touche d'augmentation de la valeur de consigne
- 3.2 Touche de diminution de la valeur de consigne
- 4 Diode électroluminescente (jaune) :
Feu fixe = fonctionnement manuel
Feu clignotant = intervention externe (N, SI, BI)
- 5 Commutateur de fonctionnement manuel / automatique
- 6.1 Diode électroluminescente (verte) allumée quand l'indicateur (11) affiche W
- 6.2 Diode électroluminescente (rouge) allumée quand l'indicateur (11) affiche X
- 7 Commutateur de l'indicateur numérique à 4 positions (11) et d'activation des niveaux de paramétrage et de configuration
- 8.1 Touche de commande de la grandeur de réglage dans le sens d'indication 100%
- 8.2 Touche de commande de la grandeur de réglage dans le sens d'indication 0%
- 9.1 Point allumé sur les régulateurs S quand (+ΔP) est activé
- 9.2 Point allumé sur les régulateurs S quand (-ΔP) est activé
- 10 Indicateur numérique à 2 positions pour la grandeur de réglage y
- 11 Indicateur numérique à 4 positions pour la grandeur réelle x, la valeur de consigne W, les seuils A1 et A2 ainsi que les paramètres et les structures
- 12.1 Diode électroluminescente (rouge) signale le dépassement vers le bas ou le haut du seuil A1
- 12.2 Diode électroluminescente (rouge) signale le dépassement vers le bas ou le haut du seuil A2
- 13 Indicateur de différence de réglage
- 14 Plaque signalétique interchangeable
- 15 Capot de fermeture pour changement du cadran

7.2.2.3.4 Disponibilité et opérabilité de la gestion de la surpression dans l'enceinte

Les tableaux suivants synthétisent les équipements et les actions opérateurs pour assurer la disponibilité et l'opérabilité des dispositions de gestion accidentelle de la surpression dans l'enceinte réacteur après l'endommagement du combustible. Les utilitaires internes et externes nécessaires au fonctionnement de l'équipement, le délai de mise en œuvre, ainsi que la disponibilité en cas de séisme ou d'inondation (les cases grisées indiquent l'indisponibilité) sont précisés pour les équipements ; il est également indiqué si l'équipement fait l'objet d'un CEP. En ce qui concerne les opérateurs, leur nombre nécessaire à la réalisation de l'action, leur qualification, ainsi que leur entraînement par exercice sont indiqués :

- Equipements :

Fonction	Equipement	CEP	Utilitaire interne	Utilitaire externe	Séisme	Inondation
Diagnostic	31 PM 01	Oui	NS		perdu	perdu
	91 MP 01	Oui	NS		perdu	perdu
	91 MP 03	Oui	NS		perdu	perdu
Dégonflage BR	EG – mode passif	Oui			disponible	perdu
	EG – mode actif	Oui	AS – 48V		perdu	perdu
Pression espace annulaire	Gonflage normal	Oui	AS – 48 V - NS		perdue	perdue
	Gonflage secours	Oui	Diesel PCS		perdue	perdue

- Actions les opérateurs

Action	n	Qualification	Exercices	Localisation	Accessibilité	Délai de mise en œuvre
Diagnostic	1	Agent de quart	Oui	SdC ou PCS		Immédiat
Dégonflage BR	1	Agent de quart	Oui	Sdc ou PCS		1 minute
Pression espace annulaire	1	Agents de quart	Oui	ILL 4 ou PCS		10 minutes

En cas de séisme seul, le dégonflage en mode passif est disponible Il est toujours possible d'alimenter les réchauffeurs des PAI depuis le diesel du PCS. Le mode actif n'est actuellement pas formellement disponible, la démonstration de tenue des ventilateurs n'ayant pas été apportée (non-conformité § 3.1.4).

Les non conformités concernant les EG seront soldées durant l'arrêt d'hiver 2011-2012 pour disposer d'un circuit de dégonflage sismique actif dans la phase transitoire précédant la mise en service du CDS.

Le PCS étant sous la cote de 216,2 m NGF, correspondant au niveau maximal d'eau sur le site dans le cas de la rupture cumulée de l'ensemble des barrages situés sur le Drac, il est indisponible lors d'une telle « inondation » rendant de fait le CES également indisponible.

En dehors de cette situation extrême, le PCS, situé à 170 m du réacteur, est opérationnel en toute circonstance, puisque en particulier, il est en effet dimensionné au SMS avec des marges importantes (cf. § 3.2), à la crue maximale au niveau 210,5 m NGF, à l'explosion d'un camion citerne sur l'A480 et qu'il dispose d'un système d'épuration de l'air et de mise en surpression pour se protéger de toute pollution externe de l'air. En dehors des barrages déjà étudiés, Il n'y a donc pas d'agression, due à l'environnement industriel environnant, susceptible de rendre indisponible le PCS et donc la gestion de la crise.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 218 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 7 Crise

7.2.3 Gestion du risque de re-criticité

Il n'y a aucun moyen, ni action prévus pour gérer le risque de re-criticité suite à la fusion du cœur.

Un éventuel retour en criticité après fusion du cœur n'aurait en effet aucun impact sur les conséquences radiologiques. Le cœur fondu est au fond d'une piscine de 15 m de profondeur dont les murs ont une épaisseur de 1,2 m en béton lourd au plan médian cœur. La protection biologique vis-à-vis d'un accident de criticité est donc très efficace.

La signalisation d'un tel événement est cependant importante. Nous proposons donc d'ajouter un détecteur neutrons, de type chambre à fission (comme les chambres de démarrage actuelles), situé en piscine au plan médian cœur. Il sera fixe et qualifié au séisme. Il permettra donc d'avoir en permanence, avant, pendant et après séisme, une information sur la présence ou non d'une réaction nucléaire entretenue. Cette information sera disponible en salle de contrôle et au nouveau PCS.

7.2.4 Gestion du risque de percement du radier

Sans objet (cf. § 2.3.1.2).

7.2.5 Besoin en alimentation électrique pour gérer ces risques

Les équipements nécessitant une alimentation électrique apparaissent dans les tableaux précédents. Ce sont :

- Le CES,
- Les EG.

Le CES est bien alimenté par le diesel du PCS. Par contre, pour les EG, seuls les réchauffeurs des PAI sont actuellement alimentés par cette source de deuxième secours sismique. Le traitement des non conformités sur ce circuit, réalisé durant l'arrêt d'hiver 2011-2012, prendra bien en compte la réalimentation des ventilateurs des EG par le diesel du PCS.

Pour l'inondation à 216,2 m NGF consécutive à la rupture des barrages, ces besoins seront pris en compte par les deux diesels sismiques et « tsunamiques » prévus dans le futur PCS 3.

La phase transitoire précédant la mise en service de ce nouveau PCS 3, 2014, sera prise en compte par la mise en place d'un diesel sur le toit du bâtiment ILL4 réalimentant à minima la surveillance du bâtiment réacteur. Cette installation provisoire sera mise en place à l'arrêt d'hiver 2011-2012.

7.3 Mesures de gestion du refroidissement des ECI en piscine

Les paragraphes précédents ont montré que le refroidissement des éléments combustibles dans la hotte et dans le canal 2 nécessite uniquement la maîtrise de l'inventaire en eau dans la hotte et dans le canal 2. Le refroidissement est assuré par convection naturelle à travers l'échangeur de la hotte ou directement dans le fond du canal 2 pour les éléments entreposés dans les paniers.

En cas de perte d'étanchéité du canal 2 au dessus du niveau dit indénoyable (217,90, m NGF), la séquence « pont de l'urgence » de l'automatisme de la hotte permet de déposer l'ECI au fond du canal 2 et donc d'éviter tout risque de fusion. La maîtrise du refroidissement nécessite alors uniquement la maîtrise de l'inventaire en eau du canal 2 au dessus de 217,90, m NGF.

La gestion des accidents graves avant endommagement du combustible dans le canal 2 consiste donc :

- à maintenir l'inventaire en eau dans le canal 2,
- à être capable de pondre l'élément combustible de la hotte dans la partie indénoyable du canal 2,

Page : 219 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 7 Crise	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

tout en maîtrisant le risque d'exposition externe qui peut résulter de la baisse du niveau d'eau dans le canal 2, cette eau constituant une protection biologique vis-à-vis des ECI,

7.3.1 Gestion de la perte de la protection biologique

La baisse du niveau d'eau dans le canal 2 a pour conséquence une augmentation du débit de dose au dessus piscine. Celle-ci sera plus rapide dans le cas où un ECI est en refroidissement dans une hotte. En effet, le plan médian de l'élément est à la cote 219,40 m NGF dans une hotte alors qu'il se trouve environ à 216,80 m NGF lorsque l'élément est au fond du canal 2.

En cas de baisse du niveau d'eau dans le canal 2 conduisant à une augmentation du débit de dose sur le dessus du canal 2, l'alarme générée en salle de contrôle est la suivante:

PANNEAU : BS 12 BLOC 2 CASE 10					<u>TEXTE VERRINE</u> SIRENES C ou D, EVACUATION NIVEAU								
CODE SUPERVISION					<u>TEXTE SUPERVISION</u>								
TCMS CODE	ADRESSE ENTREE AUTOMATE DEFAULT				ORIGINE								
	Plan	Armoire	Automate		Capteur	CAUSES POSSIBLES				Seuils			
			Carte	Entrée									
	3469	AL 12	3	69		Pour la sirène niveau C seule: - 2 ^{ème} seuil CGA 01 ou 02 ou 03 (tempo 10 s) et le seuil des CGA04 ou 05 ou 06 ; - 2 ^{ème} seuil CP 01 ou 02 (2000 c/s) ou CP 03 (tempo 10 s) ; - 2 ^{ème} seuil CG 01 ou 02 ou 03 (tempo 10 s) ; - Bris de glace du niveau C. - Le commutateur sirènes C sur BS 12 sur la position (E) essai. Pour la sirène niveau D seule : - 3 ^{ème} seuil DGA 04 ou 05;				250 µGy.h ⁻¹ 2000 µGy.h ⁻¹ 182 Bq.m ⁻³ 500 c/s 10 mGy.h ⁻¹			
SCHEMA ELECTRIQUE					CPE		FM		NT - FT		REFERENCE		
TITRE		NUMERO	EMPL	NUMERO	GROUPE	NUMERO	GROUPE	NUMERO	GROUPE	RGE	PUI	RAP. SURETE	
Coffret 431 EC 01		RE 5C 56 P7 3048	3C	121	18	1535	13, 17, 18	FT 261	18	§13, annexes 13.2.1 et 13.3	Critère R4.1		
CONSEQUENCE - AUTOMATISME							OBSERVATIONS - INTERVENTIONS						
L'automate sirène (coffret 431 EC01 en salle électronique) provoque (en plus de l'activation des sirènes C ou D et l'activation de la verrine BS12/2/10), le blocage tourniquet du niveau concerné (C ou D), l'activation de la balise lumineuse « accès interdit » à l'entrée concernée (Cou D) et leurs report sur BS12, l'appel de groupe après 20 s.							Appliquer la CPE 205 pour la gestion de l'évacuation ; Appliquer le PUI critère R4.1 pour le déclenchement de la sirène niveau C ; Appliquer la CP 2009-19 pour le déclenchement de la sirène niveau D seule.						

Cette alarme renvoie à la CPE n° 121 « Conduite à tenir en cas d'incident radiologique dans le bâtiment réacteur ILL5 ».

La CPE n° 121 demande la réalisation des actions suivantes :

7.3.1.1 Contrôle du débit de dose au niveau D au-dessus du canal 2

Le capteur permettant d'obtenir cette information et donc d'appliquer la CPE est le suivant :

- DGA 05 : mesure de débit de dose gamma au-dessus du canal 2.

Les deux capteurs suivants permettent également de confirmer le diagnostic :

- DGA 04 : mesure de débit de dose gamma au-dessus de la piscine réacteur,
- DGA 08 : mesure du débit de dose gamma eau de refroidissement source de démarrage.

Ces mesures, alimentées par les NS et faisant l'objet de CEP, sont disponibles sur le Tableau de Contrôle des Rayonnements (TCR) en salle de contrôle et sur les supervisions réacteur et radioprotection disponibles en salle de contrôle et au PCS.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 220 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 7 Crise

7.3.1.2 Intervention

La CPE n° 121 renvoie à la CPE n° 67 « Surveillance des EC en refroidissement dans la hotte et dans le canal 2 ». Celle-ci est décrite dans le paragraphe suivant qui traite du maintien du refroidissement.

7.3.2 Gestion du maintien de l'inventaire en eau des ECI en refroidissement dans une hotte

En cas de baisse anormale du niveau d'eau dans la hotte, les alarmes suivantes sont générées en salle de contrôle :

PANNEAU : BS 2			<u>TEXTE VERRINE</u>								
BLOC 1 CASE 7			PREALARME NIVEAU MINI HOTTE SUR PLOT 1								
			PREALARME PUI (75 %)								
CODE SUPERVISION			<u>TEXTE SUPERVISION</u>								
			VER_D02202 "PREALARME NIVEAU MINI HOTTE PLOT 1 – PREALARME PUI 75 %"								
SUP.	ORIGINE										
	Capteur	CAUSES POSSIBLES								Seuils	
VER_D02107		Niveau bas sur hotte position plot 1 Alarme en sdc + pupitre donnée par sonde Capacitive								75 %	
SCHEMA ELECTRIQUE			CPE		FM		NT - FT		REFERENCE		
TITRE	NUMERO	EMPL	NUMERO	GROUPE	NUMERO	GROUPE	NUMERO	GROUPE	RGE	PUI	RAP. SURETE
Manutention combustible Manutention Re 7C 51 P4-300 F° 34	3511	B1	67 212	08 08 - 18					7.12	Critère R 3.3	
CONSEQUENCE - AUTOMATISME						OBSERVATIONS - INTERVENTIONS					
Arrêt séquence en cours si D ₂ O → H ₂ O ou H ₂ O → H ₂ O						Vérifier que l'alarme est bien réelle en local au pupitre et sur la hotte. Si élément en D ₂ O ; faire intervenir le personnel de Manutention dans les plus brefs délais. En cas d'impossibilité ; effectuer une « Ponte d'urgence » depuis la salle de contrôle ou depuis le PCS. Si la ponte d'urgence n'est pas réalisable suite à un manque de tension, appliquer la CPE 212.					

Page : 221 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 7 Crise	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

PANNEAU : BS 2			<u>TEXTE VERRINE</u>									
BLOC 1 CASE 12			PREALARME NIVEAU MINI HOTTE SUR PLOT 2									
			PREALARME PUI (75 %)									
CODE SUPERVISION			<u>TEXTE SUPERVISION</u>									
			VER_D02203 "PREALARME NIVEAU MINI HOTTE PLOT 2 – PREALARME PUI 75 %"									
SUP.	ORIGINE											
	Capteur	CAUSES POSSIBLES								Seuils		
VER_D02108		Niveau bas sur hotte position plot 2 Alarme en sdc + pupitre donnée par sonde Capacitive								75 %		
SCHEMA ELECTRIQUE			CPE		FM		NT - FT		REFERENCE			
TITRE		NUMERO	EMPL	NUMERO	GROUPE	NUMERO	GROUPE	NUMERO	GROUPE	RGE	PUI	RAP. SURETE
Manutention combustible Manutention Re 7C 51 P4-300 PR2		3511	B1	67 212	08 08 - 18					7.12	Critère R 3.3	
CONSEQUENCE - AUTOMATISME						OBSERVATIONS - INTERVENTIONS						
Arrêt séquence en cours si D ₂ O → H ₂ O ou H ₂ O → H ₂ O						Vérifier que l'alarme est bien réelle en local au pupitre et sur la hotte. Si élément en D ₂ O, faire intervenir le personnel « Manutention » dans les plus brefs délais. En cas d'impossibilité, effectuer une « Ponte d'urgence » depuis la salle de contrôle ou depuis le PCS. Si la ponte d'urgence n'est pas réalisable suite à un manque tension, appliquer la CPE 212.						

PANNEAU : BS 2 BLOC 1 CASE 6			TEXTE VERRINE NIVEAU MINI HOTTE SUR PLOT ALARME PUI								
CODE SUPERVISION			TEXTE SUPERVISION VER_D02201 "NIVEAU MINI HOTTE - ALARME PUI 62 % "								
SUP.	ORIGINE										
	Capteur	CAUSES POSSIBLES									Seuils
VER_D02010 VER_D02011 VER_D02012		Niveau D2O Mini atteint sur un des 3 plots (Plot réacteur, Plot refroidissement 1 ou 2) Détection par capacité 712 MN 11-21 – Hotte n° 1 Détection par capacité 712 MN 12-22 – Hotte n° 2 Détection par capacité 712 MN 13-23 – Hotte n° 3									62 %
SCHEMA ELECTRIQUE			CPE		FM		NT - FT		REFERENCE		
TITRE	NUMERO	EMPL	NUMERO	GROUPE	NUMERO	GROUPE	NUMERO	GROUPE	RGE	PUI	RAP. SURETE
Manutention combustible Manutention Re 7C 51 P4-300 PR PR1 PR2	3511	B1	67 68 212	08 08 08 - 18	FEI 1616	08			7.12	Critère R3.3	
CONSEQUENCE - AUTOMATISME						OBSERVATIONS - INTERVENTIONS					
- Arrêt séquence en cours - La discrimination des défauts se fait à partir de la supervision ou du pupitre manutention.						- S'il n'est pas possible de remonter le niveau, appliquer une ponte d'urgence (voir CPE 67 classement 08). Si la ponte d'urgence n'est pas réalisable suite à un manque tension, appliquer la CPE 212. - Déclencher le PUI (critère R3.3).					

Ces alarmes renvoient à la CPE n° 67 « Surveillance des éléments combustibles (EC) en refroidissement dans la hotte et dans le canal 2 ».

Cette CPE demande la réalisation des actions suivantes :

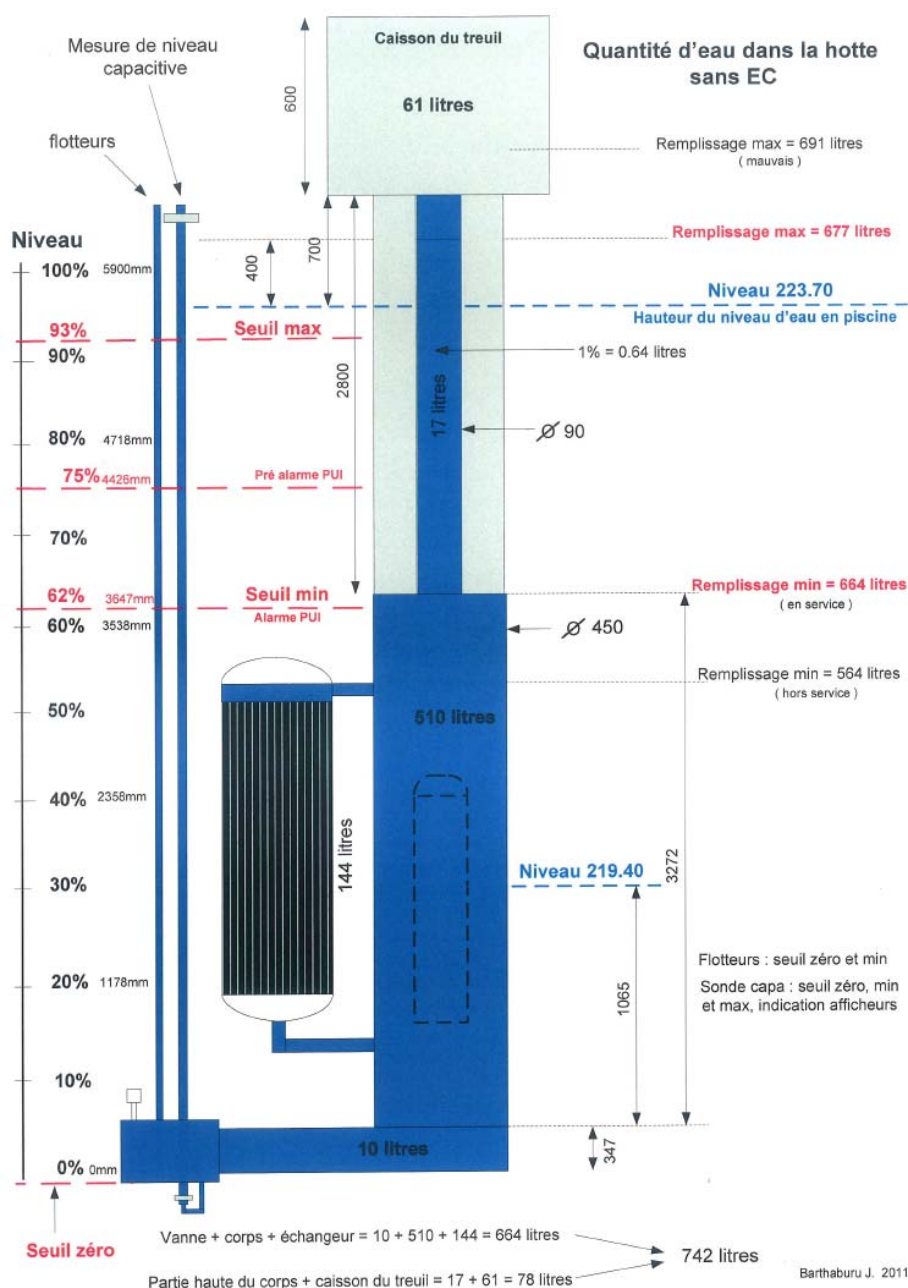
7.3.2.1 Contrôle des niveaux d'eau dans la hotte

Les capteurs permettant d'obtenir ces informations et donc d'appliquer la CPE sont les suivants :

- 712 MN 12/13 : Mesure capacitive dans les hottes « chaudes » WF2/WF3,
- 712 MN 22/23 : Mesure par flotteur dans les hottes « chaudes » WF2/WF3.

Ces mesures sont disponibles depuis le pupitre de manutention situé dans le hall réacteur au niveau D, sur chaque hotte ou depuis la supervision disponible en salle de contrôle et au PCS.

Le schéma suivant donne la correspondance entre les niveaux mesurés en (%) et les altitudes en m NGF des différents composants de la hotte, en particulier de l'échangeur qui permet d'assurer le refroidissement correct de l'élément combustible dans la hotte avec l'eau du canal 2 :



Une surveillance de la température de l'eau est également disponible :

- 712 MT 12/13 : température de l'eau dans les hottes « chaudes » ;

Page : 223 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 7 Crise	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

7.3.2.2 Maintien de l'inventaire en eau dans la hotte

Dès la pré-alarme (75 %), le Chef de Quart s'assure de l'évolution de ce niveau par les mesures sur la hotte. Si cette baisse est confirmée, il prend les mesures pour arrêter cette évolution :

- Hotte en D₂O :
 - o Appoint D₂O dans la hotte par le réservoir 439 RP 02 (en cas de baisse rapide),
 - o Appoint D₂O dans la hotte par la pompe 434 PP 01 ou 02 (en cas de baisse lente).
- Hotte en H₂O : appoint H₂O dans la hotte par le réservoir 457 RA 01.

Ces interventions relevant davantage de l'exploitation « normale » que de la gestion de crise, elles ne sont pas davantage développées.

7.3.2.3 Ponte d'urgence de l'élément en refroidissement dans les hottes

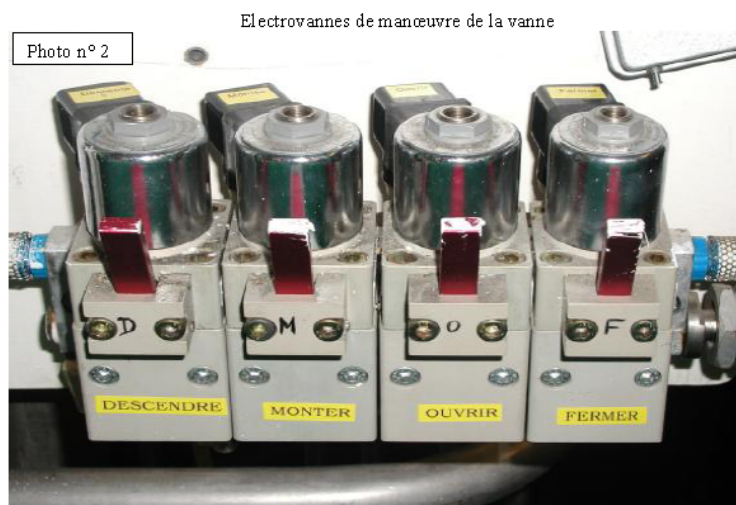
S'il n'est pas possible de rétablir le niveau par ces mesures d'exploitation et si l'alarme niveau mini hotte (62 %) sort, il faut effectuer immédiatement la « ponte d'urgence » du combustible en refroidissement dans la hotte dans la partie « indénoyable » du canal 2 : clé n° 249 sur BS2 en salle de contrôle ou au PCS. Il faut noter que ces deux dispositifs de ponte sont testés alternativement après chaque changement d'eau des éléments combustibles.

En cas d'échec, par exemple dû à une perte des alimentations électriques secourues, il est possible d'effectuer cette ponte d'urgence de façon totalement manuelle en appliquant la CPE n° 212 :

- Fermer la vanne d'alimentation Azote du raccord K07 sur la margelle de la hotte en refroidissement (884 RN 115 pour le PR1 et 884 RN 116 pour le PR2),
- Débrancher le raccord K07 sur la hotte en refroidissement et toutes les prises électriques :



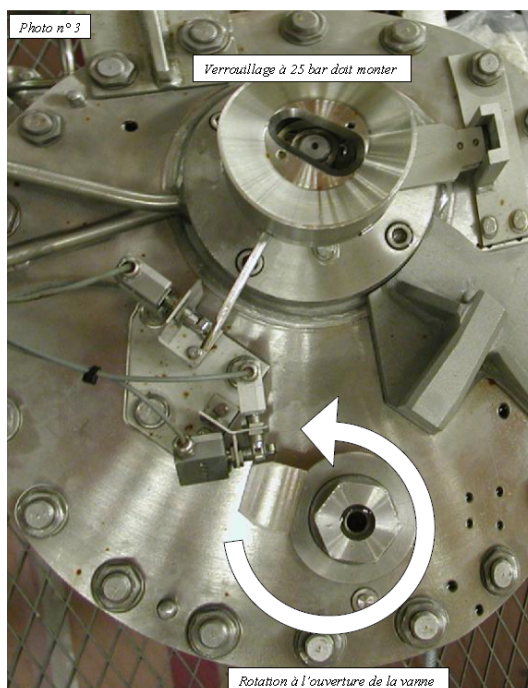
- Raccorder le flexible de la bouteille Azote en secours, située à proximité de la hotte, sur le raccord K07.
- Ouvrir la bouteille d'Azote, située sous l'escalier d'accès toiture cellule chaude, et vérifier que le détendeur soit réglé à 30 bar.
- Ouvrir la vanne de la hotte, en agissant sur les électrovannes en manuel qui se trouvent en face avant de la hotte sous le raccord K07, dans l'ordre suivant :



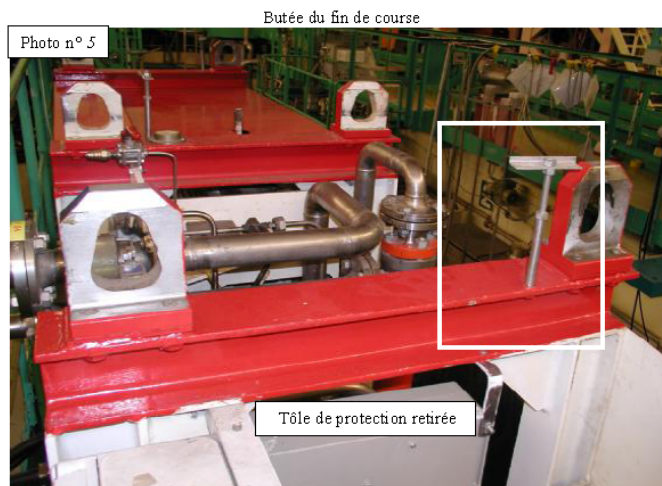
- o tenir enclenchées, simultanément à la main, les 2 électrovannes F et D, jusqu'à 25 bar lu sur le manomètre 712 MP 32 ou 712 MP 33, suivant la hotte,
- o à 25 bar, maintenir F, relâcher D et enclencher M (Montée verrouillage),

MECANISME VANNE HOTTE

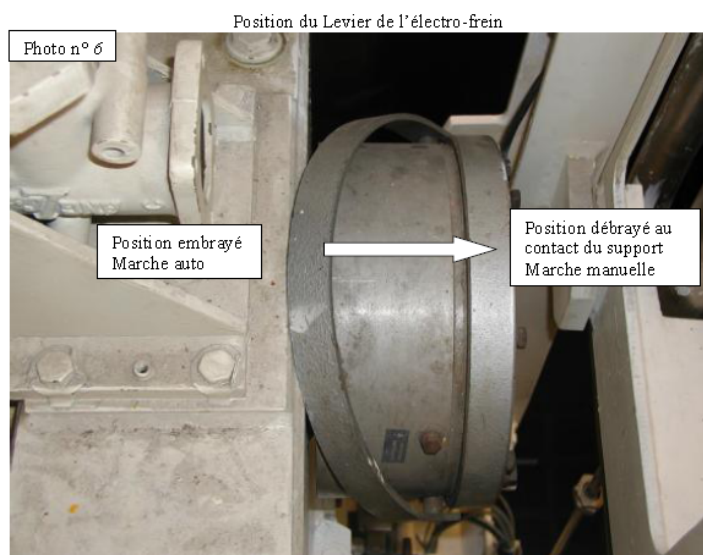
Position initiale de la vanne avant ouverture



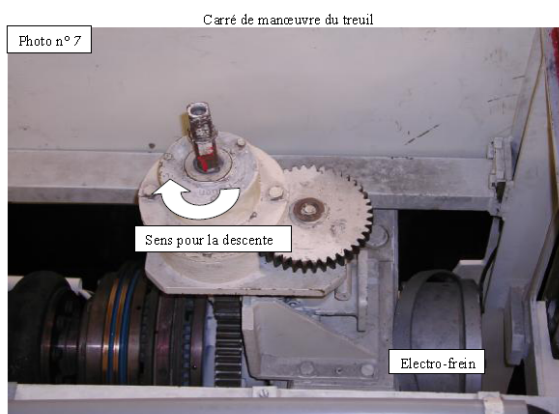
- o maintenir M et relâcher F, jusqu'à la pression de 3 bar,
- o à 3 bar, enclencher O et vérifier la rotation de l'axe d'ouverture sur la vanne et le maintenir jusqu'à ouverture complète,
- o relâcher M et O.
- La vanne de la hotte est ouverte (le temps d'ouverture est d'environ 3 mn).
- Faire pivoter la butée de fin de course gauche, située sur l'IPN du cadre, puis retirer la tôle de protection :



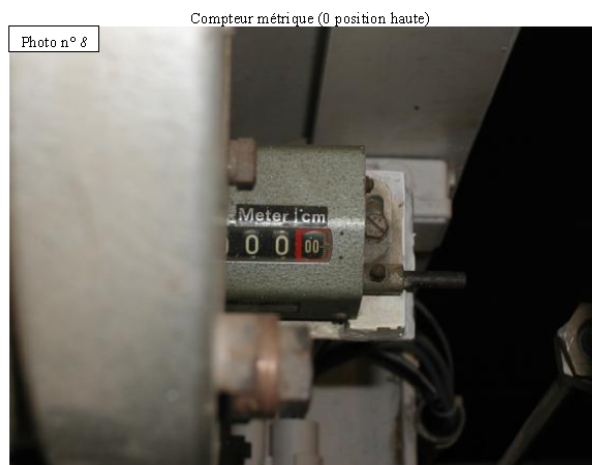
- Basculer la poignée repérée de l'électro-frein sur la hotte :



- Tourner le volant en attente sur la bouteille de secours N², dans le sens descente repéré du treuil (sens des aiguilles d'une montre) :



- Arrêter la descente lorsque le compteur mécanique repéré (Annexe 1, photo n° 8) indique la valeur de 2,60 m :



7.3.2.4 Disponibilité et opérabilité de la gestion de la perte de l'inventaire en eau dans la hotte

Les tableaux suivants synthétisent les équipements et les actions opérateurs pour assurer la disponibilité et l'opérabilité des dispositions de gestion accidentelle de la perte de la maîtrise du refroidissement avant endommagement du combustible dans la hotte. Les utilitaires internes et externes nécessaires au fonctionnement de l'équipement, le délai de mise en œuvre, ainsi que la disponibilité en cas de séisme ou d'inondation (les cases grisées indiquent l'indisponibilité) sont précisés pour les équipements ; il est également indiqué si l'équipement fait l'objet d'un CEP. En ce qui concerne les opérateurs, leur nombre nécessaire à la réalisation de l'action, leur qualification, ainsi que leur entraînement par exercice sont indiqués :

- Equipements :

Fonction	Equipement	CEP	Utilitaire interne	Utilitaire externe	Séisme	Inondation
Diagnostic	712 MN 12/13	Oui	NS4 ou NS5		perdu	perdu
	712 MN 22/23	Oui	NS4 ou NS5		perdu	perdu
Alimentation interne hottes en eau lourde 1 ^{ère} possibilité	Depuis le réservoir 439 RP 02	Non	NS4 ou NS5		perdue	perdue
Alimentation interne hottes en eau lourde 2 ^{ème} possibilité	Depuis les réservoirs 434 RP 01/02/03/04	Non	NS4 ou NS5 AS1 ou AS3 48V	Ou Source Electrique Indépendante. (SEI) à la place de AS1 ou AS 3	perdue	perdue
Alimentation interne hottes en eau déminéralisée 3 ^{ème} possibilité	Depuis les réservoirs 457 RA 01	Non	NS4 ou NS5		perdue	perdue
Ponte d'urgence automatique	Clés SdC ou PCS	Non	NS4 ou NS5		perdue	perdue
Ponte d'urgence manuelle	Totalement manuel	Non	Bouteille de secours		perdue	disponible

- Actions opérateurs

Action	n	Qualification	Exercices	Localisation	Accessibilité	Délai de mise en œuvre
Diagnostic	1	Agent de quart	Oui-Oui	SdC ou PCS		Immédiat
Alimentation interne hottes en eau lourde 1 ^{ère} , 2 ^{ème} , 3 ^{ème} possibilité	2	Agent du groupe manutention avec Agent de quart	Lors des changements d'eau des éléments	Niveaux D et B ILL5		60 minutes
Ponte d'urgence automatique	1	Agent de quart	Lors des changements d'eau des éléments	SdC ou PCS		10 minutes
Ponte d'urgence manuelle	2	Agent du groupe manutention ou Agent de quart	Non-Oui (pour le groupe manutention)	Margelle du niveau D ILL5		30 minutes

7.3.2.5 Enclenchement éventuel du Plan d'Urgence interne (PUI)

La baisse incontrôlée du niveau d'eau dans la hotte pouvant conduire à un niveau ≤ 62 % de remplissage en présence d'un élément combustible utilisé dans la hotte correspond au critère R3.3 de déclenchement du PUI.

7.3.3 Gestion du maintien de l'inventaire en eau des ECI en refroidissement dans le canal 2

En cas de fuite du canal 2, l'alarme suivante est renvoyée en salle de contrôle :

PANNEAU : BS 3 BLOC 1 CASE 3 CODE SUPERVISION					<u>TEXTE VERRINE</u> NIVEAU BAS CANAL 2						
					<u>TEXTE SUPERVISION</u>						
TCMS CODE	ADRESSE ENTREE AUTOMATE DEFAULT				ORIGINE						
	Plan	Armoire	Automate Carte	Entrée	Capteur	CAUSES POSSIBLES					Seuils
D 3004		AL 3	3	05		Contact défaut bornier SK4 G420-G421 Défaut « Niveau bas canal 2 » donné par la mesure de niveau 458 MN 01. . Armoire SK4 . Niveau 7					7,43 m
SCHEMA ELECTRIQUE			CPE		FM		NT - FT		REFERENCE		
TITRE	NUMERO	EMPL	NUMERO	GROUPE	NUMERO	GROUPE	NUMERO	GROUPE	RGE	PUI	RAP. SURETE
Mesure 458 MN 01	1194	3 B	67 221	08 18						Critères R 3-4 R 3-5	
CONSEQUENCE - AUTOMATISME						OBSERVATIONS - INTERVENTIONS					
						La mesure 458 MN 01 peut être suivie au TCMS sur la voie A 204. Faire un appoint du canal 2 en H ₂ O Demi à partir de la bache B 22 (ou B 50) ou de la production. Pour toute urgence il est possible de faire un appoint en eau de ville au moyen du CES (application de la CPE 221) ou en ouvrant la vanne 821 RM 01 depuis la salle de contrôle (BS1) ou depuis le PCS.					

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 228 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 7 Crise

Ces alarmes renvoient à la CPE n° 67 « Surveillance des éléments combustibles (EC) en refroidissement dans la hotte et dans le canal 2 ».

Cette CPE demande la réalisation des actions suivantes :

7.3.3.1 Contrôle des niveaux d'eau dans la hotte

Les capteurs permettant d'obtenir ces informations et donc d'appliquer la CPE sont les suivants :

- Mesure du niveau d'eau dans le canal 2 :
 - o Depuis la salle de contrôle : 458 MN 01,
 - o Depuis le PCS : 486 MN 03.

7.3.3.2 Alimentation du canal 2 en eau interne au bâtiment réacteur

L'alimentation en eau est effectuée en premier lieu par le CES, qui n'est pilotable que depuis le synoptique du PCS, en appliquant la CPE n° 221 ind E.

L'alimentation en eau déminéralisée est d'abord effectuée en pompant avec la pompe PP01 dans la bache B22 qui dispose en permanence d'au moins 120 m³ de réserve soit 2 heures d'autonomie, le débit du CES étant de 60 m³.h⁻¹.

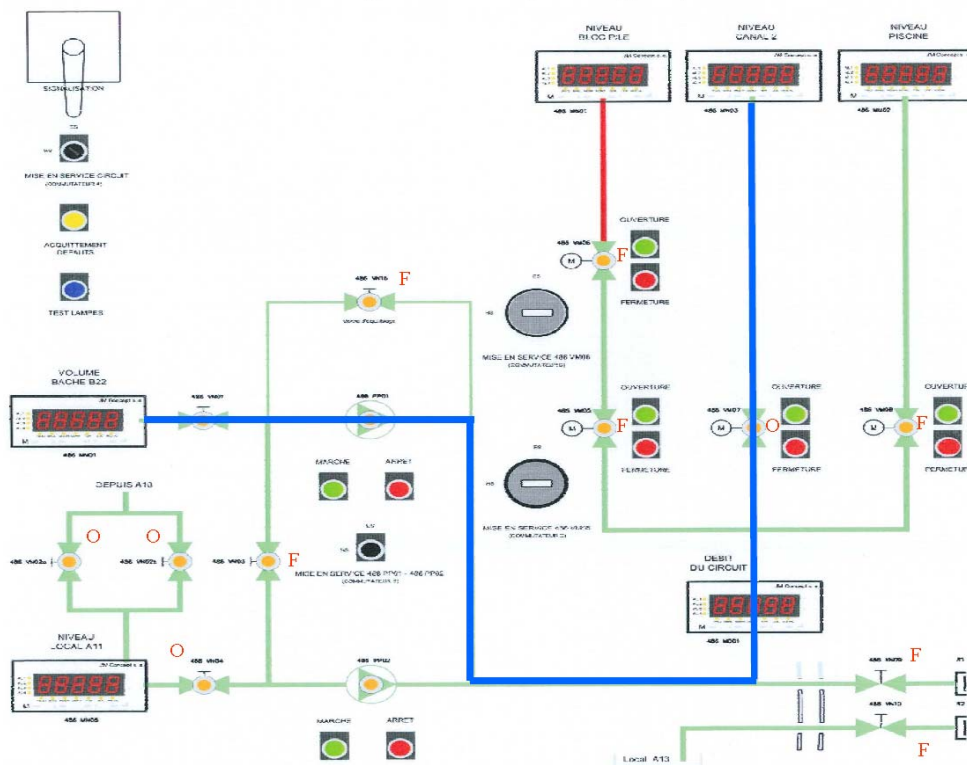
Lorsque le niveau d'eau de ruissellement est suffisant dans la crypte, le pompage peut être effectué avec la pompe PP02 directement en A11 à la place de B22. Trois mesures de niveau sont disponibles au PCS pour suivre ces manœuvres :

- Niveau canal 2 : 486 MN 03,
- Niveau B22 : 486 MV 01,
- Niveau A11 : 486 MN 05.

Ces mesures sont qualifiées sismiques et peuvent être alimentées depuis le diesel du PCS.

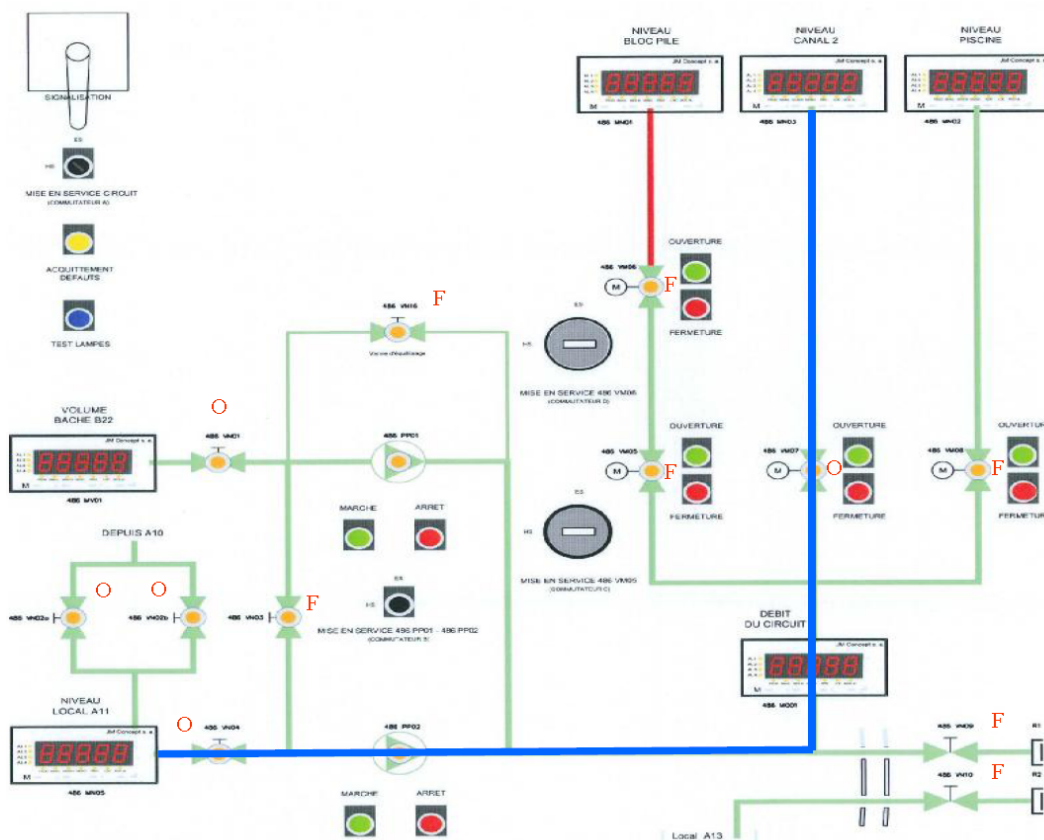
- Alimentation depuis B22 :

Appoint canal 2 depuis B22 (§ 5.1.1)



- Alimentation depuis A11 :

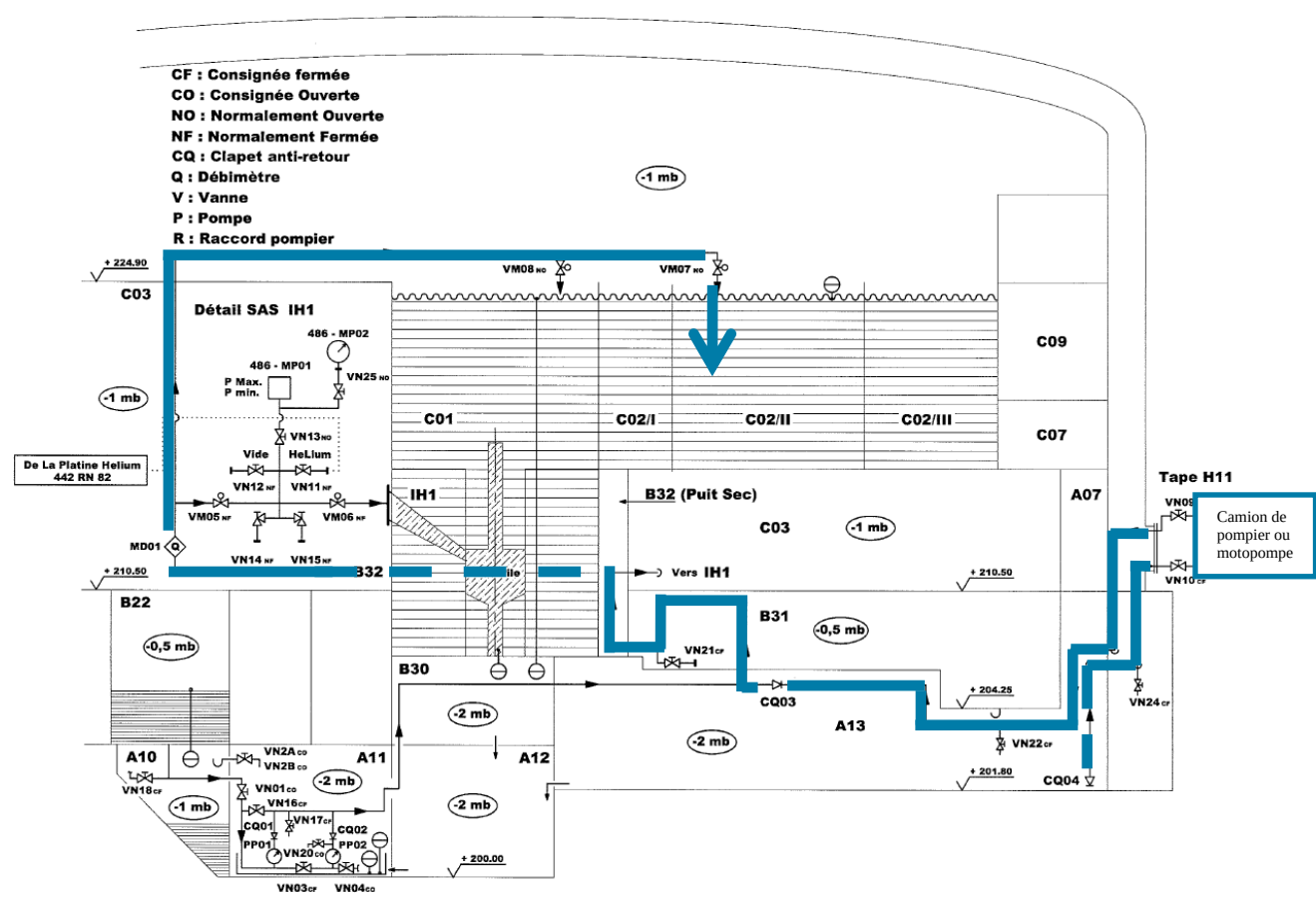
Appoint canal 2 depuis A11 (§ 5.1.2)



7.3.3.3 Alimentation du canal 2 en eau externe au bâtiment réacteur

L'alimentation en eau externe est possible comme précédemment :

- Par le CES depuis des raccords de type pompier situés à droite de la porte à camion. Il est possible de :
 - o soit reprendre l'eau en A13 et la refouler dans la tuyauterie CES d'alimentation de la piscine en connectant une motopompe,
 - o soit alimenter directement la tuyauterie CES d'alimentation de la piscine en connectant un camion citerne de pompier ou une motopompe en déroulant une ligne souple jusqu'au Drac pour alimenter en eau du Drac.



7.3.3.3.1 Disponibilité et opérabilité de la gestion de la perte de l'inventaire en eau dans le canal 2

Les tableaux suivants synthétisent les équipements et les actions opérateur permettant d'assurer l'opérabilité des dispositions de gestion accidentelle de la perte de maintien de l'inventaire en eau dans le canal 2. Les utilitaires internes et externes nécessaires au fonctionnement de l'équipement, le délai de mise en oeuvre, ainsi que la disponibilité en cas de séisme ou d'inondation (les cases

Page : 231 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 7 Crise	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

grisées indiquent l'indisponibilité) sont précisés pour les équipements ; il est également indiqué si l'équipement fait l'objet d'un CEP. En ce qui concerne les opérateurs, leur nombre nécessaire à la réalisation de l'action, leur qualification, ainsi que leur entraînement par exercice sont indiqués :

- Equipements :

Fonction	Equipement	CEP	Utilitaire interne	Utilitaire externe	Séisme	Inondation
Diagnostic	486 MN 03	Oui	Diesel PCS		disponible	perdu
	486 MV 01	Oui	Diesel PCS		disponible	perdu
	486 MN 05	Oui	Diesel PCS		disponible	perdu
	458 MN 01	Oui	NS2		perdu	perdu
Alimentation interne	CES	Oui	Diesel PCS		disponible	perdue
Alimentation externe	CES – tape H11	Non		Motopompe	disponible	perdue

- Actions opérateurs

Action	n	qualification	exercice	localisation	accessibilité	Délai de mise en œuvre
Diagnostic	1	Agent de quart	Oui	SdC ou PCS	Facile	-
Alimentation interne	1	Agent de quart	Oui	PCS	Facile	10 minutes
Alimentation externe - CES	2	Agents de quart	Oui	Porte à camion	Facile	60 minutes

En cas de séisme seul, le CES est opérationnel depuis le PCS. Ce circuit de sauvegarde fait l'objet de CEP. A l'occasion d'exercices internes, il est également mise en œuvre par les équipes de quart.

Le PCS étant sous la cote de 216,2 m NGF, correspondant au niveau maximal d'eau sur le site dans le cas de la rupture cumulée de l'ensemble des barrages situés sur le Drac, il est indisponible lors d'une telle « inondation » rendant de fait le CES également indisponible.

En dehors de cette situation extrême, le PCS, situé à 170 m du réacteur, est opérationnel en toute circonstance, puisque en particulier, il est en effet dimensionné au SMS avec des marges importantes (cf. § 3.2), à la crue maximale au niveau 210,5 m NGF, à l'explosion d'un camion citerne sur l'A480 et qu'il dispose d'un système d'épuration de l'air et de mise en surpression pour se protéger de toute pollution externe de l'air. En dehors des barrages déjà étudiés, Il n'y a donc pas d'agression, due à l'environnement industriel environnant, susceptible de rendre indisponible le PCS et donc la gestion de la crise.

7.3.3.4 Enclenchement éventuel du Plan d'Urgence interne (PUI)

La baisse incontrôlée du niveau du canal 2 pouvant conduire à un niveau ≤ 221 m NGF, soit $\leq 4,8$ m de Colonne d'Eau (CE) en présence d'un élément combustible utilisé dans la hotte correspond au critère R 3.4 de déclenchement du PUI.

La baisse incontrôlée du niveau dans le canal 2 pouvant conduire à un niveau $\leq 217,90$ m NGF soit $\leq 1,7$ m de CE (niveau indénoyable du canal 2) en présence d'un élément combustible utilisé dans la hotte correspond au critère R 3.5 de déclenchement du PUI.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399		Page : 232 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA		Chap. 7 Crise

7.3.4 Après endommagement du combustible

Les moyens et la procédure de refroidissement du combustible après endommagement sont exactement les mêmes que ceux vus précédemment dans le paragraphe 7.3.3.

7.4 Effets falaise pour chacune de ces trois catégories d'accident

7.4.1 Identification de l'effet falaise et délai avant apparition

Le seul effet falaise découlant directement de la gestion des accidents graves est dû au délai de mise en service du CES. Celui-ci n'est en effet pilotable que depuis le PCS. La mise en service du PCS puis du CES nécessite 10 minutes. Le chapitre 2 a montré que plusieurs scénarios conduisent à une fusion du cœur dans un délai plus court que celui-ci.

La mise en place à l'arrêt d'hiver 2011-2012 du CRU permet de faire disparaître tout effet falaise lié au délai de mise en service des circuits de sauvegarde.

7.4.2 Adéquation des mesures de gestion existantes

7.4.2.1 Organisation de crise en situation aggravée

L'organisation de crise de l'ILL est décrite dans son Plan d'Urgence Interne (PUI). L'accident le plus important pris en compte dans ce PUI est la fusion du cœur à l'air se produisant à l'intérieur du bâtiment réacteur (ILL5).

L'analyse demandée, dans le cadre du stress test, n'apporte pas d'évolution concernant le terme source puisque l'ILL a toujours pris en compte cet accident le plus pénalisant, la fusion du cœur à l'air.

Les effets falaise détectés dans le chapitre 2 étant tous consécutifs à une fusion du cœur à l'air cumulée avec une dégradation du confinement, l'étude porte donc sur la robustesse des moyens de gestion de ce confinement disponibles en cas de séisme ou d'inondation et enfin de séisme et d'inondation cumulés.

7.4.2.2 Critères de déclenchement du PUI

Les critères de déclenchement du PUI, ci-dessous, concernant la gestion des barrières, présentent les éléments précurseurs pouvant conduire à des rejets hors du bâtiment réacteur.

N° de critère		Intitulé du critère	Remarques
N° R3 Perte de barrières de sûreté	N° R3.1	[Rupture de la gaine combustible sur un élément usé] ET [Perte de la troisième barrière (double enceinte avec surpression dans l'espace annulaire)]	
	N°R3.2	[Baisse incontrôlée du niveau d'eau lourde dans le bloc-pile pouvant conduire à un niveau $\leq + 214$ m NGF] ET [Élément combustible usé en pile]	
	N°R3.3	[Baisse incontrôlée du niveau d'eau dans la hotte pouvant conduire à un niveau ≤ 62 % de remplissage] ET [Élément combustible usé dans la hotte]	

Page : 233 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 7 Crise	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

	N°R3.4	[Baisse incontrôlée du niveau du canal 2 pouvant conduire à un niveau $\leq + 221$ m NGF, soit $\leq + 4,8$ m de CE] ET [Elément combustible utilisé dans la hotte]	
	N°R3.5	[Baisse incontrôlée du niveau dans le canal 2 pouvant conduire à un niveau $\leq 217,90$ m NGF soit $\leq + 1,7$ m de CE (niveau indénoyable du canal 2)] ET [Elément combustible utilisé dans le canal 2]	

Les critères de déclenchement suivants sont issus des mesures radiologiques, confirmant par leurs niveaux une dégradation du cœur.

N° de critère		Intitulé du critère	Remarques
N° R4 Déclenchement d'alarme de surveillance radioprotection sur présence avérée de radioactivité	N° R4.1	Situation radiologique conduisant au déclenchement automatique des sirènes dans le bâtiment réacteur	
	N° R4.2	DGA 01/02/03 seuil 2 en 2/3	Le seuil 3 en 2/3 est un critère de déclenchement de la phase réflexe PUI/PPI
	N° R4.3	[814 MA 01/02/03 seuil 2 en 2/3] ET [DND1 en 2/3]	Critère de déclenchement de la phase réflexe PUI/PPI
	N° R4.4	[BM 101] ET [DGA 07]	Critère de déclenchement de la phase réflexe PUI/PPI

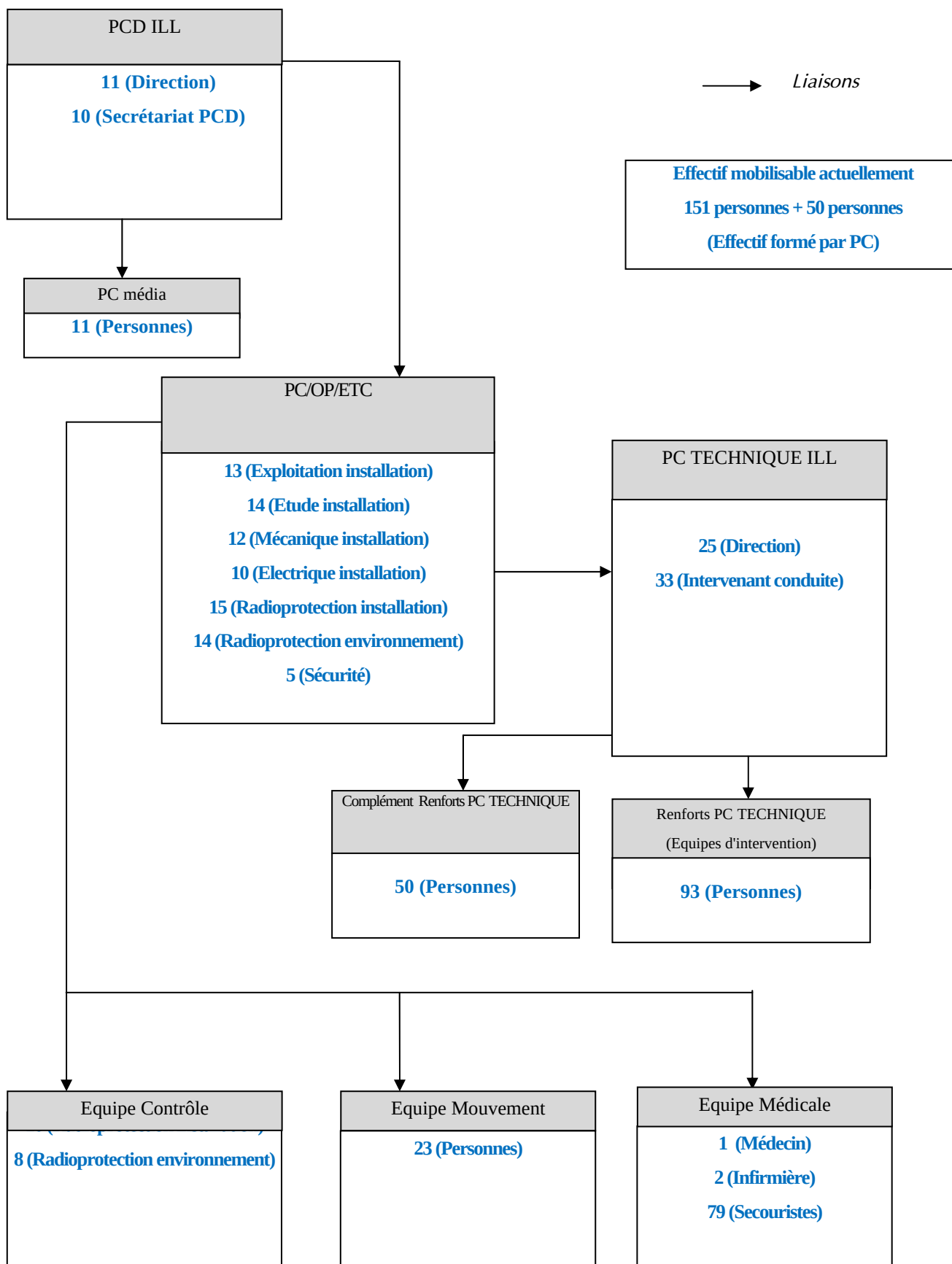
7.4.2.3 Organisation de crise

L'organisation de crise de l'ILL est décrite dans son PUI. L'analyse des aggravants, séisme et inondation, nous a conduit à préciser la polyvalence des agents et, de ce fait, les affectations possibles dans les différentes équipes de crise.

L'effectif actuel mobilisable en cas de crise est de 151 personnes. En fonction des difficultés rencontrées, l'effectif est complété par des techniciens de la Division Science, de la Division Projets et Techniques et du Service Aménagement et Entretien représentant 50 personnes. Cet effectif ne prend pas en compte le personnel administratif et scientifique pouvant être employé à la logistique.

Le tableau ci-dessous présente l'effectif mobilisable par PC de crise.

Cet effectif représente le nombre de personnes formées pour armer un PC de crise en tenant compte qu'une même personne, par sa polyvalence, peut être affectée dans plusieurs équipes de crise.



7.4.2.4 Analyse de l'aggravant séisme

7.4.2.4.1 Conduite de l'installation en cas de séisme

La consigne particulière d'exploitation N° 244 précise, en complément du PUI, les modalités de gestion de la crise en cas de séisme.

Bien qu'il soit facile de détecter un séisme, il est moins évident d'en apprécier l'ampleur et les désordres occasionnés. Le détecteur de séisme implanté au PCS est équipé de deux seuils calés sur ½ SMS et sur le SMS. Pour faire un bilan de l'installation, nous avons plusieurs mesures dimensionnées au SMS.

Les électroniques et alimentations électriques de ces mesures sont implantées au PCS. Le groupe électrogène de secours permet l'alimentation des mesures et du CES.

Liste des mesures qualifiées au SMS :

- **SUIVI DES NIVEAUX CES :**

Niveau bloc pile 486 MN 01 (206 – 225 mNgF) <i>Si $\leq + 214$ m et élément usé en pile, PUI = R 3.2</i>	Niveau canal 2 486 MN 03 (216 – 222 mNgF) <i>Si ≤ 221 m (+ 4,8 de CE) et élément utilisé dans la hotte, PUI = R 3.4</i> <i>Si $\leq 217,90$ m (+ 1,7 de CE) et éléments utilisés dans le canal 2, PUI = R 3.5</i>	Niveau piscine réacteur 486 MN 02 (209 – 225 mNgF)	Volume bache B22 486 MV 01 (0 – 374 m³)	Niveau local A11 486 MN 05 (0 – 4 m) (200 – 204 mNgF)
---	---	---	---	--

- **SUIVI DES DEBITS DE DOSE :**

LGA 01	DGA 07
Implantée au bas de la cheminée 45 m Gamme de mesures : 10 μ Gy/h à 10 Gy/h Pas de seuil	Implantée au niveau D du bâtiment réacteur ILL5 Gamme de mesures : 1 mGy/h à 1000 Gy/h Un seul seuil réglé à 10 mGy/h

La fonction de refroidissement des éléments combustibles est assurée grâce à notre capacité de suivre et de maintenir les niveaux d'eau du bloc pile, de la piscine réacteur et du canal 2 car la puissance résiduelle du cœur peut être évacuée par convection naturelle avec l'eau de ces capacités.

Les mesures ci-dessus, permettant de suivre les niveaux de ces capacités et le Circuit d'Eau de Secours (CES) permettant de recycler l'eau perdue dans ces capacités sont qualifiées au SMS.

Le CRU, actuellement en cours d'installation, nous permettra de mettre rapidement en communication la piscine réacteur et le bloc pile afin de compenser une fuite encore plus importante du bloc pile avant que le CES ne soit mis en service. Ce dispositif pyrotechnique fonctionne avec sa propre énergie. Des piles implantées à proximité de la margelle piscine suffisent à déclencher la charge pyrotechnique. Le déclenchement sera possible depuis la salle de contrôle, le PCS ou depuis la margelle piscine à l'intérieur du bâtiment réacteur.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 236 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 7 Crise

Avec ces mesures et équipements, il nous est possible de suivre le refroidissement du cœur et d'évaluer son endommagement.

Des équipements radiologiques portatifs sont également disponibles au PCS pour confirmer l'activité mesurée par les mesures LGA 01 et DGA 07. Cette disposition est prévue dans la fiche message 3.9 du PUI.

En cas d'endommagement du cœur, il est possible, depuis le PCS, de conduire le gonflage de l'espace annulaire depuis le ventilateur implanté et alimenté par le groupe électrogène du PCS. Il est également possible de conduire le dégonflage passif de l'enceinte de confinement à travers des filtres THE et des PAI. La tenue sismique des ventilateurs de rejet des effluents gazeux reste cependant à démontrer (cf § 3.1.4).

Le pilotage du refroidissement et du confinement en cas de séisme peut être réalisé depuis le PCS comme décrit dans le paragraphe relatif au traitement des accidents graves.

7.4.2.4.2 *Mobilisation des équipes de crise en cas de séisme*

En dehors du personnel présent sur le site qui ressentira le séisme, la mobilisation des équipes de crise externes sera faite par communiqué radio sur la fréquence de France bleue Isère (102.8 MHz ou 98.2 MHz).

Parmi les 151 personnes mobilisables dès le début de la crise, une personne habite en zone sismique 2, 24 personnes en zone sismique 3 et le reste en zone sismique 4.

Dans la mesure du possible, les agents concernés doivent rejoindre l'ILL. Le point de regroupement sera choisi en fonction des espaces exploitables.

7.4.2.4.3 *Moyens d'alerte en cas de séisme*

La mobilisation des équipes de crise en cas de séisme sera faite par communiqué radio sur la fréquence de France bleue Isère (102.8 MHz ou 98.2 MHz).

Le signal d'alerte (la sirène PPI) est diffusé à partir d'un mât implanté sur le dôme du bâtiment réacteur, d'un mât sur ILL4 et d'un mât sur ILL22. Cette sirène est alimentée par une source secourue et dispose de sa propre batterie en secours. La qualification sismique de la sirène n'est pas encore démontrée.

Pour déclencher le PUI auprès des autorités, l'ILL a commandé des téléphones satellitaires. Dans l'attente de la livraison, l'ILL dispose d'un contrat d'assistance en cas de crise avec le CEA Grenoble et peut, dans ce cas, utiliser les téléphones satellitaires du CEA.

L'ILL dispose également de moyens radio (5 fréquences). Une étude de renforcement sismique est engagée pour renforcer la tenue sismique des relais permettant la liaison entre l'intérieur et l'extérieur du bâtiment réacteur. Les postes portatifs disposent de leur propre autonomie et les batteries peuvent être rechargées au moyen du groupe électrogène du PCS qualifié au SMS. Lors de la mobilisation dans le cadre du passage à l'an 2000, nous avons constaté que cette liaison radio nous permettait de communiquer entre l'ILL et les communes de Cossey (à 7,5 km), Claix (à 10,1 km) et Brié et Angonnes (à 9,8 km).

7.4.2.4.4 *Appui extérieur en cas de séisme*

L'ILL dispose d'une convention d'assistance en cas de crise avec le CEA Grenoble. En cas de séisme, l'ILL pourrait demander la mise à disposition du groupe électrogène du CEA pour le cas où le groupe sismique du PCS ne fonctionnerait pas. Le CEA dispose également d'une motopompe tractable en plus des véhicules de lutte contre l'incendie et de secours aux victimes. La proximité du CEA est un atout important en cas de séisme compte tenu des difficultés de circulation envisageables.

Page : 237 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 7 Crise	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

7.4.2.5 Analyse de l'aggravant inondation

7.4.2.5.1 Conduite de l'installation en cas d'inondation

Les dernières études montrent que l'aggravant inondation le plus important est la rupture des barrages amont conduisant à une hauteur d'eau maximale de 216,2 m NGF sur le site de l'ILL.

La consigne particulière d'exploitation n° 120 précise, en complément du PUI, les modalités de gestion de la crise en cas d'inondation.

La cinétique de rupture des barrages et principalement celui du Monteynard qui est le plus important pour le dimensionnement, est un facteur très important dans la gestion de cette crise.

Les stades d'alerte (extraits de la CPE 120) présentés ci-dessous, montrent bien les différences de cinétiques possibles.

Définition des stades d'alerte et mesures générales

Les stades d'alerte concernant la rupture du barrage de Monteynard, donnés par l'EDF à la Préfecture de l'Isère sont les suivants :

- **Stade n° 1 : Vigilance renforcée**

"Faits anormaux concernant la tenue de l'ouvrage ou des crues dangereuses pour la sûreté de l'ouvrage".

La cellule de veille du Préfet informe directement les acteurs concernés des régions susceptibles d'être affectées : les maires, d'autres Préfets, la DRIRE etc., puis des populations par les voies de la presse. Sauf décision prise par le préfet, il n'y a pas d'évacuation de population.

- **Stade n° 2 : Préoccupations sérieuses**

"Le barrage peut, à l'échéance brève, échapper au contrôle d'EDF".

Le préfet donne l'ordre d'évacuer toute la population des Zones de Proximité Immédiate (ZPI : essentiellement les communes entre le barrage et la Rocade Sud), éventuellement une partie de la population de la Zone d'Inondation Spécifique (ZIS : y compris l'agglomération grenobloise puis les communes vers l'aval et l'amont de l'Isère) telles que les établissements scolaires.

D'autres mesures comme l'interdiction de la circulation routière de transit, ainsi que tout transit SNCF, puis l'interruption des bus et tram seront prises.

A ce moment, le Préfet prendra la décision du transfert du Centre Opérationnel Départemental (COD : l'organe de commandement du Préfet) de la Préfecture de Grenoble à Voiron.

- **Stade n° 3 : Péril imminent**

"EDF estime ne plus avoir le contrôle du barrage, notamment en cas d'atteinte de la cote de danger du barrage".

Le préfet donnera l'ordre de procéder à l'évacuation totale de la ZIS ou leur mise en sécurité (voir § 4.4).

La circulation routière dans la ZPI et ZIS, ainsi que les bus, les trams et la SNCF seront interdits sauf la circulation nécessaire aux évacuations.

- **Stade n° 4 : Rupture constatée**

"Dans le cas d'une rupture partielle ou d'une rupture totale".

Le préfet s'assure du déclenchement des plans de secours spécialisés inondation.

Evacuation de la population et délais d'anticipation

Si le délai d'anticipation est **supérieur à 48 h** (correspondant au stade 1/2) : mise en sécurité par éloignement maximal de la population.

Si le délai est **de 24 h** (correspondant au stade 2/3) : évacuation de la population à pied vers des points hauts (Chartreuse Ouest pour le Polygone Scientifique).

Si le délai est **inférieur à 15 h** (correspondant au stade 3/4) : cas d'exception **MODE REFLEXE** : mise en sécurité immédiate des populations sur les points hauts naturels de proximité ou les immeubles hauts.

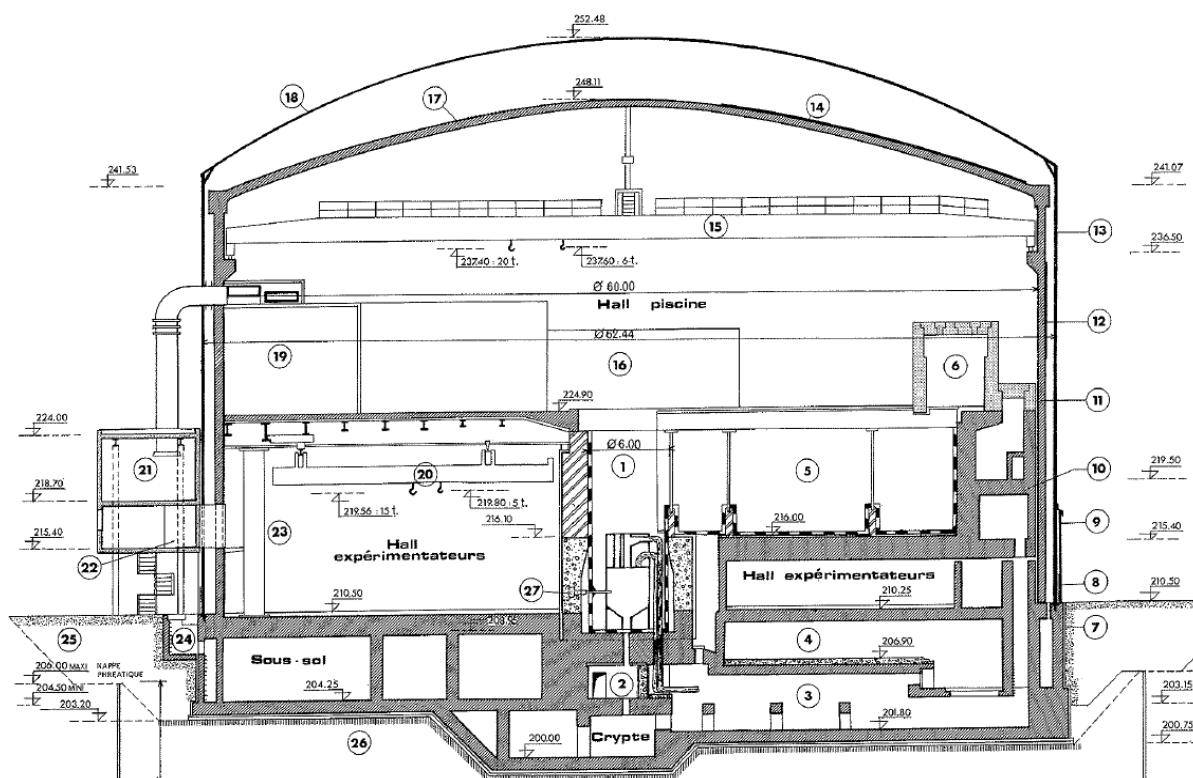
Quelque soit le stade d'alerte, les dispositions définies dans la CPE n° 120, conduisent à l'arrêt du réacteur et à la poursuite du refroidissement dans un premier temps au moyen des pompes CRAB et des mesures disponibles en salle de contrôle.

Si ces équipements étaient indisponibles, par perte de l'alimentation électrique ou par montée du niveau d'eau (ce qui arriverait après plus de 50 minutes après la rupture du barrage dans le cas d'alerte le plus défavorable), le refroidissement serait assuré en convection naturelle par échange avec l'eau de la piscine réacteur ou l'eau du canal 2.

La surveillance des niveaux peut se faire en accédant au bâtiment réacteur par le sas du niveau D. La manœuvre du sas étant possible manuellement.

La protection de l'enceinte métallique, seule susceptible d'être agressée par la pression due à la hauteur d'eau, est assurée par l'application de la CPE n° 10 et l'AQ 0-01 pour la mise à la Pression atmosphérique de l'espace annulaire avec la vanne de mise à l'air libre ouverte, les trappes, grilles et portes d'accès ILL7 et prises d'air frais ouvertes.

Dans le cas le plus défavorable, le niveau de 216,2 m NGF arriverait au niveau du platelage comme on peut le constater sur la figure suivante.



Page : 239 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 7 Crise	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Le PCS, actuellement protégé pour une crue de niveau < à 210,5 m NGF, serait indisponible en cas de rupture du barrage.

La gestion de l'évacuation de l'eau qui aurait pu pénétrer dans l'enceinte béton ne pourra se faire qu'après que le niveau extérieur ait retrouvé son niveau normal. L'accès à proximité de la traversée implantée à droite de la porte à camion devra être dégagé. L'aspiration de l'eau dans la crypte et son évacuation vers l'Isère ou le Drac pourraient être réalisées avec des motopompes après contrôle radiologique et filtration si nécessaire.

La fermeture des vannes d'isolement d'enceinte se fera progressivement par manque d'air comprimé. Une partie de ces vannes pourra être ouverte manuellement si nécessaire pour l'évacuation de l'eau et la ventilation de l'enceinte.

7.4.2.5.2 *Mobilisation des équipes de crise en cas d'inondation*

La mobilisation des équipes de crise, compte tenu du délai de 50 minutes avant l'arrivée de l'inondation, peut se faire avec les moyens prévus dans le PUI.

La CPE N° 33 précise les modalités de diffusion des messages au moyen d'un serveur téléphonique. La mobilisation des équipes de crise peut se faire par diffusion de messages aux domiciles des agents.

La mobilisation des équipes de crise sera faite également par communiqué radio sur la fréquence de France bleue Isère (102.8 MHz ou 98.2 MHz).

Parmi les 151 personnes mobilisables dès le début de la crise, 50 habitent en-dessous de 216,2 m NGF sans compter les habitations en étages.

Les agents seront invités à rejoindre l'ILL après la baisse du niveau d'eau. Le point de regroupement sera choisi en fonction des espaces exploitables.

7.4.2.5.3 *Moyens d'alerte en cas d'inondation*

Le signal d'alerte (les sirènes PUI et PPI) est diffusé à partir d'un mât implanté sur le dôme du bâtiment réacteur. Ces sirènes sont alimentées par une source secourue et disposent de leur propre batterie en secours. Compte tenu du délai disponible suite à la rupture du barrage, les conditions d'alerte prévues dans le PUI pourront être respectées.

7.4.2.5.4 *Appui extérieur en cas d'inondation*

L'ILL dispose d'une convention d'assistance en cas de crise avec le CEA Grenoble. En cas d'inondation, l'ILL pourrait demander la mise à disposition de motopompes au CEA. Cette disposition devrait être engagée relativement tôt afin de pouvoir monter la motopompe au-dessus de 216,2 m NGF. La proximité du CEA est dans ce cas un atout important.

7.4.2.6 *Analyse des aggravants, séisme et inondation cumulés*

7.4.2.6.1 *Conduite de l'installation en cas de cumul des aggravants, séisme et inondation*

Dans l'hypothèse d'un cumul des agresseurs, et dans le cas plus défavorable d'une perte de tous les équipements de gestion de crise disponibles actuellement, la conduite de l'installation nécessitera des moyens mobiles de crise pour :

- Maintenir ou rétablir un niveau d'eau suffisant au-dessus des éléments combustibles dans la piscine réacteur et dans le canal 2.
- Effectuer des mesures et analyses de l'eau et de l'air du bâtiment réacteur, de l'environnement proche et éloigné. Il est possible qu'en fonction du positionnement de l'épicentre, une partie des stations de surveillance de l'environnement soit encore

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 240 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 7 Crise

opérationnelle ; ces stations ayant leur propre alimentation électrique secourue par des groupes électrogènes, d'une autonomie d'environ trois jours. L'ILL dispose également d'un camion d'analyses et d'un camion de prélèvements qu'il conviendrait de garer dans des zones moins sensibles.

- Pour ce qui concerne l'état de l'enceinte de confinement, elle serait dégradée du fait du séisme mais un dégonflage passif au travers des filtres permettrait de diminuer l'impact des rejets en cas d'endommagement du cœur.
- Ces moyens mobiles se composeraient de motopompes et groupes électrogènes. Le ravitaillement en essence devrait être entretenu. Dans un premier temps, une partie de ces moyens pourraient être mis à disposition par le CEA Grenoble.

7.4.2.6.2 Mobilisation des équipes de crise en cas de cumul des aggravants, séisme et inondation

Compte tenu des dégâts occasionnés par le séisme, nous pouvons considérer que la mobilisation des équipes en cas de cumul, serait identique à celle présentée en cas de séisme. Cependant, les agents constituant les équipes devront, en écoutant la radio, apprécier la nécessité de prendre en plus l'aggravant rupture du barrage suite au séisme.

7.4.2.6.3 Moyens d'alerte en cas de cumul des aggravants, séisme et inondation

De même, seules les dispositions d'alerte prises dans le cadre d'un séisme peuvent être retenues.

7.4.2.6.4 Appui extérieur en cas de cumul des aggravants, séisme et inondation

La proximité du CEA, compte tenu de la taille de notre site et des voies de communication possibles, est un atout important pour l'ILL en cas de crise. Nous devons cependant apprécier la nécessité de disposer de moyens mobiles ou fixes supplémentaires déjà disponibles sur notre site à l'intérieur et à l'extérieur du bâtiment réacteur.

Page : 241 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 7 Crise	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 242 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 8 Prestataires

CHAPITRE 8

CONDITIONS DE RECOURS AUX PRESTATAIRES

Page : 243 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 8 Prestataires	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Résumé

Ce chapitre présente les règles mise en place par l'ILL pour assurer la maîtrise des prestataires. On retiendra les points clés suivants :

- L'ILL assure avec son propre personnel l'intégralité des opérations d'exploitation du RHF,
- L'ILL assure également avec son propre personnel toutes les opérations de maintenance importantes. Si l'exemple le plus représentatif en est les changements réguliers des doigts de gant, le plus emblématique en est certainement le changement total du bidon réflecteur, cuve du RHF, fait unique au monde. Certaines opérations de maintenance et de dépannage « classiques » sont effectuées avec des prestataires, mais en étant toujours strictement encadrées par les équipes ILL d'exploitation, sécurité et radioprotection.
- L'ILL assure également avec ses propres équipes l'essentiel des CEP. Seuls des essais très particuliers sont confiés à des sociétés extérieures, par exemple les tests des filtres THE et des PAI. Ces prestataires sont spécialisés dans ce type d'essai, qu'ils effectuent d'ailleurs en général sur l'ensemble du parc nucléaire. Ces essais restent cependant totalement encadrés par l'ILL, toujours par les équipes exploitation, sécurité et radioprotection.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 244 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 8 Prestataires

8. CONDITIONS DE RECOURS AUX PRESTATAIRES

8.1 Champs d'activité

La politique mise en place à l'ILL pour exploiter le RHF, est basée sur la maîtrise des métiers cœur et des savoirs faire afin de garantir la sûreté et la disponibilité de l'exploitation scientifique demandée.

Cette politique est développée dans le Manuel d'Organisation de la Qualité (MOQ à l'indice D de juillet 2009) et présentée dans l'engagement de la Direction.



ORGANISATION DE LA QUALITE A L'ILL

PREAMBULE

ENGAGEMENT DE LA DIRECTION

L'ILL constitue l'Installation Nucléaire de Base n° 67, soumise en tant que telle aux dispositions de l'arrêté du 10 août 1984, relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des INB.

En ce qui concerne la gestion de l'INB et des installations définies dans le Rapport de Sûreté, le Directeur délègue sa responsabilité d'exploitant au Chef de la Division Réacteur.

Au titre de cette délégation, le Chef de la Division Réacteur est, en particulier, le responsable de l'application de l'arrêté susvisé.

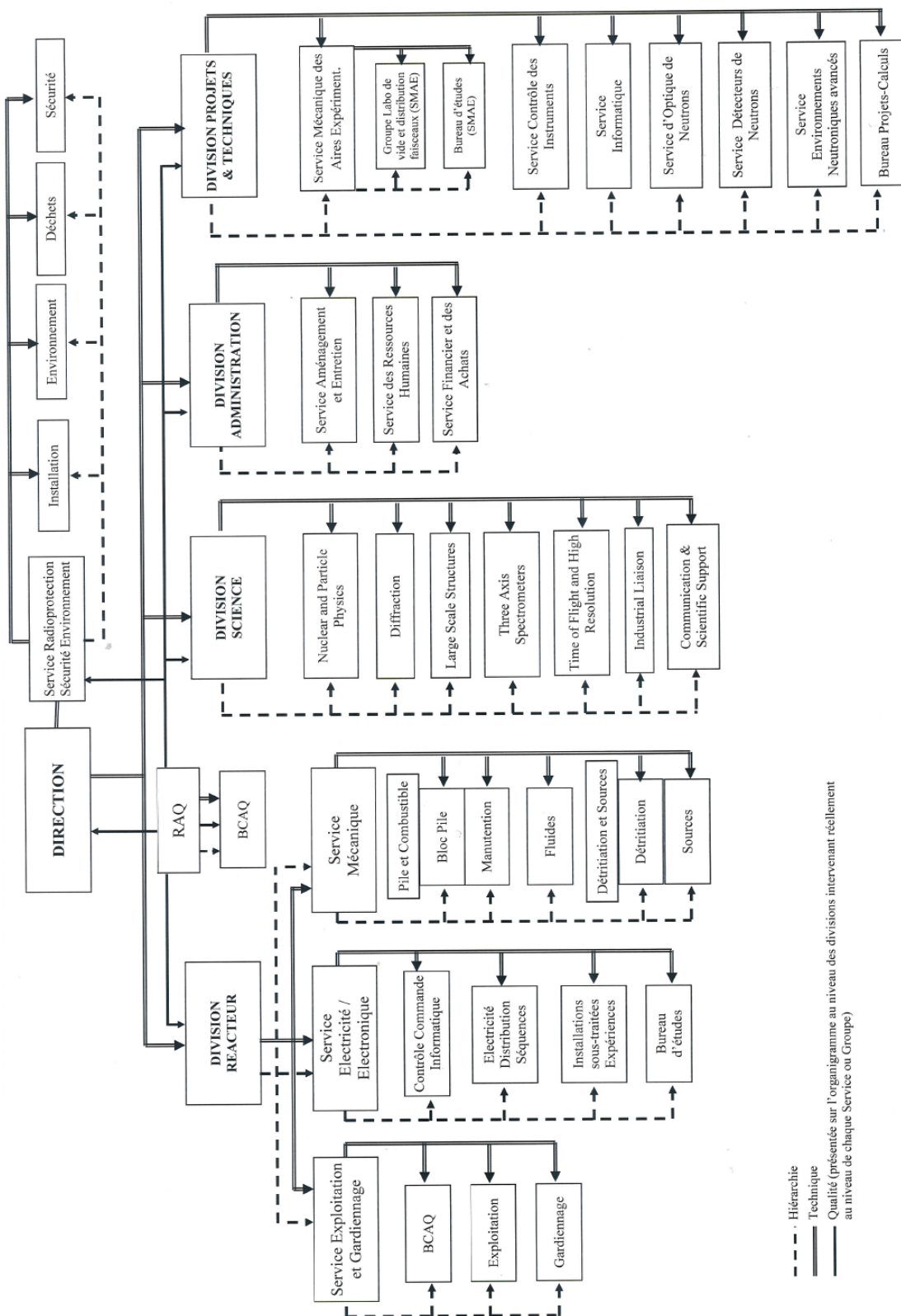
La Politique Qualité de l'installation est de fournir les faisceaux de neutrons ainsi que le support technique nécessaire pour la réalisation des programmes expérimentaux, tout en ayant une préoccupation constante pour la Sûreté Nucléaire, la sécurité du travail et la protection de l'environnement.

Ces buts seront atteints grâce à l'identification et l'amélioration continue et la simplification de nos processus d'exploitation.

J'attends de tous les Services concernés, la mise en œuvre de cette politique au travers de propositions d'actions et d'objectifs cohérents à cette directive.

Chef de la Division Réacteur
H. GUYON

L'exploitation du réacteur est de la responsabilité de la Division Réacteur de l'Institut Laue Langevin.



EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA

Pour répondre à ces objectifs, le recours aux prestataires est limité aux domaines d'activités qui ne risquent pas de conduire à une perte de responsabilité et d'autonomie. Pour cela, toutes les interventions de fabrication ou de maintenance des Equipements Importants pour la Sûreté et Matériel à Qualité Surveillée (EISMQS) réalisées en dehors du site ou sur le site sont encadrées par un responsable ILL et réalisées suivant les exigences du Manuel d'Organisation de la Qualité.

De même, les activités relatives à la radioprotection du site et de l'environnement sont sous la responsabilité du Service Radioprotection Sécurité et Environnement de l'ILL.

Compte tenu de la nature des interventions et de l'encadrement mis en place grâce au suivi plans de prévention et des demandes puis autorisations de travail, l'ILL ne demande pas de qualification particulière en matière de sûreté à ces prestataires. Pour ce qui concerne la formation en radioprotection, l'ILL a créé son propre module de formation qui est présenté aux nouveaux intervenants avant la délivrance de l'autorisation d'accès en zone contrôlée. Ces exigences sont précisées dans des Notes d'Assurance Qualité (NAQ) et consignes de radioprotection et gardiennage présentées ci-après.

Activités	Documents de référence encadrant ces activités	Entités chargées de surveiller l'activité sous-traitée
Etudes	NAQ n° 32 Assurance de la qualité dans les études	- Bureau des projets - Ingénieurs sûreté - Services de la Division Réacteur (en fonction de l'activité)
Fabrications	NAQ n°22 Spécification pour l'assurance de la qualité dans la fourniture de matériel à qualité surveillée NAQ n°31 Assurance de la qualité dans le cadre d'une fourniture par un producteur sans système A.Q. formalisé NAQ n° 12 Règles à observer pour les appels d'offres, les commandes et le suivi des fabrications du matériel à qualité surveillée. NAQ n° 11 Contenu et règles à respecter pour la rédaction des spécifications techniques d'approvisionnement du matériel à qualité surveillée NAQ n° 9 Etablissement des documents de synthèse de la qualité de la réalisation	- Groupes de la Division Réacteur (en fonction de l'activité)
Réalisations sur site.	NAQ n° 5 Etablissement des procédures d'intervention pour AQS NAQ n° 34 Procédure de l'autorisation de Travail NAQ n° 39 Modalités de prise en compte des risques à l'ILL NAQ n° 35 Modification temporaire du zonage déchets pour la réalisation des chantiers NAQ N° 26 Mise en œuvre de la Dosimétrie opérationnelle à l'ILL	- Groupes de la Division Réacteur (en fonction de l'activité) - Ingénieur de service d'astreinte - Bureau de Coordination et d'Assurance Qualité - Ingénieur Sécurité. - Agent radioprotection d'astreinte
Toute activité définie ou choisie suivant un programme annuel	NAQ n° 45 Audit qualité et évaluation des sous traitants	- Ingénieurs sûreté - Bureau de Coordination et d'Assurance Qualité - Service achat - Services de la Division Réacteur (en fonction de l'activité)

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 248 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 8 Prestataires

Pour les activités qui concernent plus particulièrement l'exploitation et la gestion d'une crise, l'ILL n'a recours qu'à un seul prestataire, le CEA- G qui l'assiste :

- Pour porter assistance aux blessés,
- En cas d'incendie [en attendant le Service Départemental Incendie Secours (SDIS)].

en mettant à la disposition de l'ILL locaux et moyens de gestion de crise en cas d'évacuation du site.

8.2 Modalités de choix des prestataires

Le choix des prestataires fait suite à la rédaction d'une spécification de commande, qui est adressée par le Service Achats dans le cadre d'un appel d'offres aux entreprises susceptibles de répondre en qualité, coût et délai à la prestation demandée.

En plus des exigences techniques, des modalités spécifiques adaptées en fonction de l'activité demandée complètent la spécification d'appel d'offres. Des extraits de la NAQ N° 12 décrivant les modalités de choix des prestataires sont présentés ci-après.

1. GENERALITES

L'approvisionnement ou la fabrication de pièces de rechange ou de matériel en Assurance de la Qualité, nécessite le respect de certaines règles depuis la constitution du dossier d'appel d'offres, jusqu'à la réception et éventuellement, la mise en place de la pièce fabriquée.

Le but de cette note est de définir les étapes et les règles à respecter pour assurer une conduite correcte et homogène des approvisionnements de matériels.

On distinguera deux étapes principales :

- L'appel d'offre jusqu'au choix du fournisseur, et jusqu'à la passation du marché (commande).
- Le suivi de fabrication à partir de la commande, jusqu'à la réception ou éventuellement jusqu'à la mise en place de la pièce concernée.

2. APPEL D'OFFRE

L'approvisionnement ou la fabrication de pièces de rechange en Assurance de la Qualité, nécessite obligatoirement la constitution d'un dossier d'appel d'offre, et la consultation d'un ou plusieurs fournisseurs potentiels.

2.1. Constitution du dossier d'appel d'offre

Le dossier d'appel d'offre est constitué d'une spécification technique générale, propre au matériel à approvisionner, de spécifications techniques particulières, (procédés de soudage, contrôle...), éventuellement d'un jeu de plans, et d'une spécification pour l'Assurance de la Qualité (obligatoire).

Les règles à respecter pour la rédaction d'une spécification technique, sont données dans la NAQ N° 011.

L'ensemble des spécifications techniques est centralisé par un responsable du projet, qui s'assure de la tenue à jour de ces spécifications, et de l'existence éventuellement nécessaire, de traductions en anglais et en français.

Les spécifications pour l'Assurance de la Qualité sont centralisées au niveau du secrétariat de la division réacteur. Il existe actuellement trois spécifications :

Ind. B	- NAQ n° 22	(avec traduction en anglais et en allemand): Spécification pour l'assurance de la qualité, dans la fourniture de matériel à qualité surveillée.
	- NAQ n° 31	Spécification pour l'assurance de la qualité dans le cadre d'une fourniture par un producteur sans système AQ formalisé.
	- NAQ n° 17	Spécification pour l'assurance de la qualité, dans le cadre d'une fabrication de matériel AQS par un groupe ou un atelier de l'ILL.

Page : 249 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 8 Prestataires	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Le dossier de plans est établi par le bureau d'étude du réacteur. Celui-ci détermine avec le responsable du projet, le type de plans établi pour l'appel d'offre, (plans guide ou directement plans BPE), les numéros qui seront attribués pour les plans d'appel d'offre et les plans "BON POUR EXECUTION".

Les plans d'appel d'offre sont contresignés par un vérificateur et par le responsable technique. Dans le cas de plans guides, ils portent éventuellement le tampon "NON VALABLE POUR FABRICATION".

Dans le cas d'appel d'offre international, le dossier d'appel d'offre comprend obligatoirement la version française des spécifications, qui reste la base du contrat. On prendra donc soin d'envoyer dans un pays étranger la traduction dans la langue du pays et la version française des spécifications.

2.2. Envoi du dossier d'appel d'offre

En liaison avec les représentants du service achats, on procède au choix des entreprises consultées.

Les règles à respecter concernant les consultations sont données par la division administration.

Les dossiers d'appel d'offre sont envoyés par le service Achats aux entreprises retenues pour la consultation, accompagnés d'une lettre rédigée et co-signée par les représentants du service Achats et le chef du groupe responsable. Cette lettre précise la date de réponse à l'appel d'offre, et le nom des personnes de l'ILL que l'on peut contacter pour obtenir des renseignements techniques et commerciaux.

2.3. Examen des réponses à l'appel d'offre

Les réponses à l'appel d'offre sont envoyées au service Achats qui les centralise. Après expiration du délai, ou lorsque toutes les réponses sont arrivées, on procède à leur examen. Il est nécessaire d'établir à ce stade, un tableau comparatif des réponses, comprenant le nom de toutes les firmes consultées, le montant de leur offre, et certains points particuliers concernant la réponse.

Après examen de ce tableau, on procède à des visites techniques auprès des fournisseurs potentiels, pour examiner en détail le contenu de leur offre. Ces visites s'effectuent en présence d'un représentant du service Achats, qui participe aux discussions et traite de problèmes commerciaux.

Les discussions techniques à ce stade ont pour but de juger de la qualité de l'étude réalisée par le fournisseur pour préparer son offre : quelles solutions propose-t-il pour la réalisation, quels moyens pense-t-il mettre en œuvre, est-ce que tous les points évoqués dans les spécifications sont pris en compte ? On prendra soin également d'aborder le problème de l'assurance de la qualité :

- Quelle est l'organisation du fournisseur en la matière ?
- Comment est prévu le traitement des non-conformités ?

Ces visites permettent également de se rendre compte des moyens techniques dont dispose le fournisseur, de la qualité des outils dont il dispose, et de voir certaines de ses réalisations.

Il est possible que les discussions mettent en évidence certaines lacunes dans l'approche faite par le fournisseur, ou que certaines précisions apportées lors de la visite, conduisent à une modification de l'offre.

On peut alors proposer au fournisseur d'effectuer une nouvelle offre dans un délai assez bref, à la lumière des renseignements qu'il a recueillis au cours des discussions.

Une fois les visites techniques terminées, et lorsque les nouvelles offres sont arrivées au service Achats, on procède au choix du fournisseur qui est le plus compétent, et qui présente les meilleures solutions pour la réalisation du projet. Ce choix est formalisé par une note qui rappelle la démarche effectuée depuis le lancement de l'appel d'offre, et fait le point sur le résultat des visites effectuées chez les fournisseurs. Cette note servira de justificatif pour la commission d'Achats, et pour la procédure écrite adressée aux associés.

8.3 Maîtrise des conditions d'interventions

Deux dispositions principales encadrent la maîtrise des conditions d'intervention des prestataires sur le site :

- Une note de sécurité N° 2003/01 intitulée « Dispositions à prendre concernant les entreprises extérieures », prenant comme document de référence le Décret N° 92-158 du 20/02/1992 et le Code du Travail articles R 237-1 à 28,
- La Note d'Assurance Qualité NAQ N° 34 « Procédure de l'autorisation de Travail ».

A titre d'exemple, vous trouverez ci-dessous un facsimilé d'un bon de travail :

		Demande de travail 4946	Etat : D-Prévue	0												
Page 1 de 2																
DESCRIPTION GENERALE																
Informations générales																
Titre : Test d'efficacité des THE ILL7 EP N° 33/8																
Localisation : ILL 05A/ NM. 1 / Tout le niveau		Sous-traitants ☒ oui ☐ non														
AQS ☒ oui ☐ non		Circuit concerné 06 - Ventilations - Climatisations														
EP ☒		Accès zone orange ☐ non ☒ oui														
Accès zone rouge ☐ non ☒ oui		DOP ☐ non ☒ oui														
RTZD ☐ non ☒ oui		RTZD ☐ non ☒ oui														
Durée																
Date et heure de début 22/08/2011 08:30		Date et heure de fin 22/08/2011 16:30														
Acteurs																
Demandeur : TEST-BT BDT1 (SEG)/ 147062 - ILL - ?		Chef de travaux TEST-BT BDT2 (SEG)/ 147063 - ? - ?														
Intervenants																
TEST-BT BDT3 (SEG)/ 147064 - ? - ?		TEST-BT BDT1 (SEG)/ 147062 - ILL - ?														
OPERATIONS ET CONDITIONS D'INTERVENTION																
Opération(s) prévue(s)																
Test d'efficacité des THE ILL 7 EP N°33/8 Suivant doc sous traitant LDA ref R2 RPM ENV/LI 01																
Document(s) d'intervention																
<table border="1"> <thead> <tr> <th>Proc.</th> <th>Titre</th> <th>Etat</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>AQ-1-300-EP-0</td> <td>Vérification de l'efficacité des titres absolus des EG du bâtiment "conduits de neutrons" (ILL7)</td> <td>Applicable</td> </tr> </tbody> </table>	Proc.	Titre	Etat	AQ-1-300-EP-0	Vérification de l'efficacité des titres absolus des EG du bâtiment "conduits de neutrons" (ILL7)	Applicable										
Proc.	Titre	Etat														
AQ-1-300-EP-0	Vérification de l'efficacité des titres absolus des EG du bâtiment "conduits de neutrons" (ILL7)	Applicable														
Condition(s) d'intervention																
Astreintes générales																
<table border="1"> <thead> <tr> <th>Proc.</th> <th>\$</th> <th>Description</th> <th>Code bannière</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>AQ-1-300-EP-0</td> <td>2</td> <td>sans</td> <td>sans</td> </tr> </tbody> </table>	Proc.	\$	Description	Code bannière	AQ-1-300-EP-0	2	sans	sans								
Proc.	\$	Description	Code bannière													
AQ-1-300-EP-0	2	sans	sans													
Astreintes particulières																
<table border="1"> <thead> <tr> <th>Proc.</th> <th>\$</th> <th>Description</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>AQ-1-300-EP-0</td> <td></td> <td>Réquisitionner les 2 caissons, avec un caisson en service et l'autre isolé par ses 2 registres</td> </tr> <tr> <td>AQ-1-300-EP-0</td> <td></td> <td>Si un caisson est consigné suite à un changement de titre, le faire déconsigner pour l'essai et le reconsigner à la fin de l'essai jusqu'aux résultats positifs de l'essai</td> </tr> <tr> <td>AQ-1-300-EP-0</td> <td></td> <td>Circuit en configuration normale de fonctionnement</td> </tr> </tbody> </table>	Proc.	\$	Description	AQ-1-300-EP-0		Réquisitionner les 2 caissons, avec un caisson en service et l'autre isolé par ses 2 registres	AQ-1-300-EP-0		Si un caisson est consigné suite à un changement de titre, le faire déconsigner pour l'essai et le reconsigner à la fin de l'essai jusqu'aux résultats positifs de l'essai	AQ-1-300-EP-0		Circuit en configuration normale de fonctionnement				
Proc.	\$	Description														
AQ-1-300-EP-0		Réquisitionner les 2 caissons, avec un caisson en service et l'autre isolé par ses 2 registres														
AQ-1-300-EP-0		Si un caisson est consigné suite à un changement de titre, le faire déconsigner pour l'essai et le reconsigner à la fin de l'essai jusqu'aux résultats positifs de l'essai														
AQ-1-300-EP-0		Circuit en configuration normale de fonctionnement														
Dossier de consignation réquisition : Néant																
RISQUES RADIOLOGIQUES - SPR TEL 31																
Zone																
Réglementée : ☒ oui ☐ non		Zone spécialement contrôlée (jaune)														
Consignes de radioprotection : Néant																
Présence RP nécessaire : oui / non																
En début de chantier ☒																
En cours de chantier ☒																
En fin de chantier ☒																
RISQUES CLASSIQUES - TEL 7081 OU 7674																
Travail dangereux ou > 400 Hm ☒ oui ☐ non																
Plan de prévention établi : ☒ oui ☐ non																
Risques et protections																
Risque		Protections associées														
Pas de risque		Ports des EPI														
Consignes de sécurité : Néant																
Prévenir l'ingénieur sécurité au début des travaux : ☒ non ☐ oui																
VISAS																
<table border="1"> <thead> <tr> <th>Sécurité</th> <th>Radioprotection</th> <th>Coordination BC/AQ</th> <th>Ingénieur de service</th> <th>Validée</th> <th>Autorisée</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td> Chef div. réacteur Chef de quart Chef de travaux </td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	Sécurité	Radioprotection	Coordination BC/AQ	Ingénieur de service	Validée	Autorisée					Chef div. réacteur Chef de quart Chef de travaux					
Sécurité	Radioprotection	Coordination BC/AQ	Ingénieur de service	Validée	Autorisée											
				Chef div. réacteur Chef de quart Chef de travaux												

Page : 251 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 8 Prestataires	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

8.4 Modalités de surveillance

Comme prévu dans la NAQ N° 34, toute intervention sous-traitée réalisée sur le site est encadrée par le Responsable ILL demandeur des travaux, auquel peuvent être associées des personnes de l'ILL en qualité de vérificateurs ou d'assistance par exemple pour les dispositions relatives à la radioprotection.

Chaque prestation peut faire l'objet d'un audit qualité en cours d'intervention et d'une évaluation du sous-traitant. Ces dispositions sont prévues dans l'autorisation de travail délivrée. La NAQ N° 45 « Audit qualité et évaluation des sous traitants » en précise les modalités d'exécution.

Des extraits de cette note sont présentés ci-dessous :

1. PROGRAMME ET DECLenchement DE L'AUDIT QUALITE

L'audit peut être programmé ou inopiné. Le programme annuel d'audit est établi pour l'année civile. Il est formalisé au moyen d'une note réacteur établie par le Chef de la Division Réacteur. Les thèmes choisis sont en rapport avec les activités les plus sensibles à réaliser ou à sous-traiter dans l'année.

Le Responsable Assurance Qualité peut, sur demande du Chef de la Division Réacteur ou de son propre chef, organiser des audits inopinés.

Dans tous les cas, le programme d'audit doit être établi avant le début de l'audit et les lignes hiérarchiques (Chef de Division, Chef de Service, Chef de groupe, Responsable Technique ILL et Représentant du sous-traitant) des domaines concernés sont informées avant le début de l'audit.

Le Chef de la Division Réacteur est systématiquement informé d'un audit même si celui-ci ne concerne pas les activités de sa Division. L'audit interne peut être réalisé dans le cadre d'une intervention définie suivant un bon de travail (cf. NAQ 34) ; dans ce cas l'audit AQ est précisé sur le bon de travail concerné.

2. PROGRAMME ET DECLenchement DE L'EVALUATION D'UN SOUS-TRAITANT

Le programme annuel de l'évaluation des sous-traitants est établi pour l'année civile. Il est formalisé au moyen d'une Note Réacteur établie par le Chef de la Division Réacteur.

Les sous-traitants choisis sont en rapport avec les activités les plus sensibles à sous-traiter dans l'année, ou en cas de méconnaissance du sous-traitant (première prestation) ou dans le cas d'un marché important renouvelé avec l'ILL. L'évaluation peut avoir lieu avant ou en cours de prestation et en général avant la réception de la prestation.

L'objectif de l'audit et le domaine d'application sont identifiés, a priori, par les responsables concernés de l'ILL. Ils décrivent l'étendue et les limites de l'audit, par exemple, les lieux, les unités organisationnelles, les activités et les processus à auditer, ainsi que la période de temps couverte par l'audit.

Le Service Achats peut demander une évaluation au Chef de la Division Réacteur au regard de l'analyse de risques qu'il apprécie de la prestation.

Le sous-traitant choisi est prévenu contractuellement par les clauses générales ou particulières du contrat.

Il est informé que l'évaluation peut être inopinée. Le plan d'audit lui est, dans ce cas, transmis par le Responsable de l'audit avant l'enclenchement de l'évaluation, en général avec le concours du Service Achat et le Responsable Technique de l'ILL.

Le plan d'audit précise l'ensemble des activités à examiner, les participants et la chronologie de l'audit, les lieux et horaires, et la liste des documents de référence concernée, y compris les exigences réglementaires et normatives.

EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA

Si l'évaluation est déclenchée dans le cadre du bon de travail (cf. NAQ 34) ; elle est précisée sur le bon de travail de l'intervention sous-traitée.

Dans tous les cas, la ligne hiérarchique (Chef de Division, Chef de Service, Chef de Groupe) responsable du suivi du prestataire et le Service Achats sont informés avant le début de l'évaluation.

3. PERSONNES HABILITEES A EFFECTUER LES AUDITS QUALITE ET EVALUATIONS DES SOUS-TRAITANTS

Les auditeurs doivent avoir une bonne connaissance du référentiel de l'ILL et disposer d'une indépendance suffisante vis-à-vis du domaine audité.

Pour répondre à ces deux objectifs, les fonctions et personnes habilitées sont désignées dans une Note Réacteur émise par le Chef de la Division Réacteur. L'habilitation peut être remise en cause lorsque l'agent habilité change d'activité et que sa nouvelle affectation ne lui permet plus d'être au fait du référentiel de l'ILL.

Pour ce qui concerne l'Audit Qualité d'un sous-traitant, en plus des deux dispositions ci-dessus, l'équipe d'audit doit être constituée d'au moins un auditeur ayant suivi une formation spécifique à l'audit qualité. Cet auditeur peut être un sous-traitant. Dans tous les cas, l'équipe d'audit devra être constituée d'une personne de l'ILL ayant des compétences techniques suffisantes dans le domaine audité, même si cette personne n'a pas de connaissance suffisante du référentiel qualité.

Le service utilisateur de la prestation doit être représenté et le Service Achats invité afin qu'il puisse, s'il le juge utile, participer à l'audit.

L'équipe en charge de l'audit du sous-traitant peut se limiter à un représentant du service utilisateur de la prestation si celui-ci est le demandeur ILL (cf. demandeur du bon de travail NAQ 34) ou le titulaire de la commande et sur demande du Service Achats un représentant de ce service.

4. LE RAPPORT D'AUDIT

Le rapport d'audit est diffusé en général dans un délai de 15 jours maximum après l'audit. Ce document doit être autoporteur et doit inclure les circonstances de l'audit (dates, nom des auditeurs et audités, objectifs et champs de l'audit), ainsi qu'une synthèse de l'audit avec conclusions.

Les conclusions doivent faire ressortir les remarques éventuelles, les points forts et les points sensibles (des pistes de progrès). Les points en écart par rapport au référentiel d'audit et à améliorer sont clairement présentés et sont mis en exergue dans le rapport.

Les documents préparatoires et les comptes rendus sont classés au BCAQ.

Une copie de ces documents est diffusée au Chef du Service et au Chef de Groupe concerné, au Chef de la Division Réacteur, au RAQ et au Service Achats pour les sous-traitances, ainsi que les auditeurs et audités.

Les modalités de surveillance de la dosimétrie opérationnelle et de la gestion des déchets sont encadrées suivant les dispositions retenues dans le plan de prévention du ou des prestataires et dans le cadre de chaque autorisation de travail délivrée au prestataire.

Des extraits des NAQ N° 26 « Mise en œuvre de la Dosimétrie opérationnelle à l'ILL » et N° 35 « Modification temporaire du zonage déchets pour la réalisation des chantiers » sont présentés ci-dessous.

Page : 253 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 8 Prestataires	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

NAQ n° 26

Objet : Mise en œuvre de la Dosimétrie opérationnelle à l'ILL

La **dosimétrie opérationnelle** (DOP) est mise en œuvre en cas **d'opération programmée** comportant une **exposition externe** des agents concernés¹.

1. IDENTIFICATION DES TRAVAUX RELEVANT DE LA DOSIMETRIE OPERATIONNELLE

L'identification des travaux relevant de la dosimétrie opérationnelle est effectuée soit au cours des réunions destinées à l'examen des plannings d'intervention, soit au cours de la réunion journalière de la DRe.

2. PREPARATION DES TRAVAUX "DOP"

Pour les interventions relevant de la dosimétrie opérationnelle (cf. § 1), les indications suivantes sont portées sur l'Autorisation de Travail :

- mention "DOP" cochée,
- dose collective prévisionnelle (déterminée par le SPR),
- dose individuelle maximale prévisionnelle (déterminée par le SPR).

La détermination des doses prévisionnelles est effectuée par le SPR préalablement à la dépose de l'Autorisation de Travail. Toutefois, en cas de nécessité, une détermination postérieure est possible, mais, en tout état de cause, les travaux ne débutent pas avant sa réalisation.

Pour ce faire, le demandeur du travail ou son représentant prend contact avec le SPR et lui fournit, notamment, le nombre d'intervenants concernés par la dosimétrie opérationnelle et la durée de séjour envisagée dans les zones présentant un débit de dose significatif (l'identification de ces zones ressort de la concertation entre le demandeur et le SPR).

A cette occasion, le mode opératoire est examiné sous l'aspect de l'optimisation de la dosimétrie.

Afin d'établir les prévisions de dose, le SPR effectue toutes les mesures ou estimations de débit de dose nécessaires.

¹ Article 31 bis du décret du 2/10/86 modifié

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 254 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 8 Prestataires

Page : 255 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 8 Prestataires	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 256 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 9 Conclusion

CHAPITRE 9

CONCLUSION : SYNTHESE DES RENFORCEMENTS

Page : 257 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 9 Conclusion	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Résumé

L'évaluation complémentaire de la sûreté réalisée suite à l'accident de Fukushima confirme la robustesse la l'installation vis-à-vis de la maîtrise des fonctions de sûreté. Les situations de cumul de défaillances étudiées sont hors du dimensionnement de l'installation, car extrêmement peu probables et/ou résultant d'un niveau d'agression jamais envisagé jusqu'à maintenant dans les études de sûreté classiques. Les modifications et améliorations proposées suite à l'étude de ces situations sont les suivantes (les nouveaux circuits ou équipements seront tous dimensionnés au niveau SMS, avec marge couvrant SMS + σ , ainsi qu'au niveau 216,2 NGF pour le risque d'inondation) :

- Construction d'un nouveau Poste de Contrôle de Secours (PCS3) permettant de gérer un scénario extrême cumulant séisme et rupture de barrages,
- Mise en place du Circuit de Renoyage Ultime (CRU),
- Mise en place du Circuit de Dégonflage Sismique (CDS) en tenant compte de nouveaux paramètres de dimensionnement suite à cette étude,
- Mise en place d'un nouveau circuit d'apport d'eau : le Circuit d'Eau de Nappe (CEN),
- Implantation d'un second circuit provoquant la chute des barres de sécurité en cas de séisme, perte des alimentations électriques, perte du débit d'eau secondaire,
- Implantation d'une nouvelle voie de mesure neutronique pour détection de retour en criticité après fusion du cœur
- Hotte au plot de refroidissement : renforcement au SMS, étude au niveau SMS + σ ,
- Charpente de protection de la SFV : renforcement au SMS, avec marge couvrant SMS + σ ,
- Effluents gazeux : renforcement au SMS,
- Vannes de sécurité : Vérification au niveau SMS, avec marge couvrant SMS+ σ ,
- Poste d'entretien des hottes : étude de renforcement au niveau SMS, avec marge couvrant SMS + σ ,
- Portique de manutention : renforcement au niveau SMS avec marge couvrant SMS + σ ,
- Equipements expérimentaux du niveau D (PF2) : Mise en place d'ancrages dimensionnés au SMS avec marge couvrant le niveau SMS + σ ,
- Poste d'entretien des hottes : étude et si nécessaire renforcement au niveau SMS avec marge couvrant SMS + σ ,
- Pont du niveau C : étude et si nécessaire renforcement au niveau SMS avec marge couvrant SMS + σ ,
- Prise d'air frais : Mise en place d'un renforcement complémentaire pour couvrir le niveau SMS + σ ,
- Ponte d'urgence : étude et renforcement au niveau SMS avec marge couvrant SMS + σ ,
- Porte à camion : étude et renforcement au niveau SMS avec marge couvrant SMS + σ et au niveau 216 m NGF pour l'inondation,
- Porte de la cour à l'anglaise : renforcement au niveau 216 m NGF pour l'inondation,
- Sas niveau C : renforcement au niveau 216 m NGF pour l'inondation,
- Trémies des traversées D₂O et eau secondaire : renforcement au niveau 216 m NGF pour l'inondation.
- Formalisation des dossiers de synthèse de la qualité pour tous les SSC clés et agresseurs

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 258 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 9 Conclusion

9. CONCLUSION - SYNTHESE DES RENFORCEMENTS

9.1 Dimensionnement du Réacteur à Haut Flux

L'évaluation complémentaire de la sûreté a permis de montrer la robustesse de l'installation vis à vis de la maîtrise des trois fonctions de sûreté :

- La perte d'une seule fonction de sûreté ne conduit jamais à un effet falaise.
- La perte de la maîtrise de la réactivité cumulée avec la perte de la maîtrise du confinement ne conduit jamais à un effet falaise, sauf faiblement dans le cas irréaliste de l'accident Borax. Cette situation de par sa très faible probabilité est hors dimensionnement.
- La perte de la maîtrise du refroidissement cumulée avec la perte de la maîtrise du confinement ne conduit jamais à un effet falaise dans les situations de fonctionnement retenues pour le dimensionnement de l'installation, mais seulement dans des situations exceptionnelles de très courte durée.

9.2 Structures, système et composants clés

L'étude de sûreté macroscopique, effectuée dans le cadre de cette évaluation complémentaire, a analysé des situations de cumul de défaillances hors dimensionnement :

- Soit de par la probabilité associée à la situation, largement inférieure à 10^{-7} par an, valeur considérée comme le niveau de probabilité cible de ce que l'on qualifie de risque « résiduel »,
- Soit de par le niveau d'agression externe nécessaire pour induire ce cumul de défaillances, niveau largement au-delà de ce qui est préconisé dans le cadre du dimensionnement.

Cette étude a permis d'identifier les effets falaise sur l'installation ainsi que les éléments clés susceptibles soit de les prévenir (la situation accidentelle ne survient pas si l'élément clé n'est pas défaillant), soit d'en limiter les conséquences (la situation accidentelle a lieu mais l'élément clé permet d'en réduire les conséquences à un niveau tel qu'il n'y a plus d'effet falaise).

Il faut perdre au minimum deux éléments clés pour conduire à un effet falaise dans un unique cas correspondant à une situation qui dure quelques minutes quatre fois par an.

Dans tous les autres cas, il faut perdre 3 ou 4 éléments clés pour conduire à un effet falaise.

9.3 Marges disponibles sous séisme vis à vis des situations accidentelles redoutées

L'analyse des marges dont disposent les éléments clés montrent là encore la robustesse d'ensemble de l'installation.

Les accidents redoutés de fusion du cœur sont tous prévenus par au moins une ligne de défense disposant d'une marge supérieure à 2,4. Cette marge permet de résister à un niveau de séisme supérieur à SMS + σ .

Seules deux situations d'exploitation de très courte durée, de l'ordre de ¼ d'heure quatre fois par an, ne disposent pas de telles marges. La probabilité conditionnelle d'un séisme extrême pendant une de ces opérations est sans doute largement sous la valeur de 10^{-8} par an.

Page : 259 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 9 Conclusion	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

L'analyse des agresseurs éventuels des SSC clés montre par contre une diminution, parfois importante, des marges dont dispose l'installation. Cette situation fait l'objet des propositions de mise en conformité et d'améliorations présentées dans les paragraphes suivants.

9.4 Traitement des non-conformités

9.4.1 Vis-à-vis du séisme

L'étude des SSC clés et surtout de leurs agresseurs potentiels a permis d'identifier des non-conformités, soit vis-à-vis des engagements pris par l'ILL dans le cadre du dernier GP, soit vis-à-vis de l'exhaustivité de l'étude des agresseurs potentiels.

L'ILL s'engage à solder les non-conformités vis-à-vis de ses engagements pendant l'arrêt d'hiver 2011-2012, **le redémarrage du réacteur étant conditionné par la fin effective de l'ensemble des travaux suivants :**

- Hotte de déchargement sur les plots réacteur et de refroidissement,
- Charpente de protection de la SFV.

Pour ces deux équipements, l'exigence est la stabilité sous SMS, la marge, au sens de cette étude complémentaire, devant être supérieure à 2 pour couvrir $SMS + \sigma$.

- Effluents gazeux :
 - o renforcement du supportage des clapets LZ5, 6. Ces clapets et la vanne de réglage LOF 11 seront consignés ouverts mécaniquement pour permettre un dégonflage passif de l'enceinte comme dans le futur CDS,
 - o renforcement du supportage des ventilateurs,
 - o alimentation des ventilateurs par le diesel sismique du PCS actuel.
- Vannes de sécurité : vérification sur table vibrante au SMS avec l'exigence d'opérabilité (fermeture) lors du séisme. La marge disponible, lors de ce test, doit être supérieure à 2.

Le poste d'entretien des hottes de manutention fera l'objet d'une étude de renforcement pendant l'arrêt d'hiver 2011-2012.

L'ensemble de ces actions permet alors d'être conforme vis-à-vis des engagements et recommandations effectuées lors du dernier GP.

Le traitement des autres non conformités, ne correspondant pas à un engagement de l'ILL, est traité dans le § 9.5 – renforcement de la robustesse de l'installation.

9.4.2 Vis-à-vis de l'inondation

La non-conformité majeure est le dimensionnement de l'installation pour une crue à 210,50 m NGF ne correspondant pas à la CMS telle qu'elle doit être définie par application de la RFS I.2.e.

La prise en compte, pour le dimensionnement, de la rupture du barrage du Monteynard a bien été retenue par l'ILL en 2010 dans le cadre de la refonte du RdS. La cote proposée est de 214,50 m NGF supérieure de 0,5 m au niveau d'eau recommandé par le PPI de 1995 au droit de l'ILL.

L'étude effectuée par Sogréah en 2011 nous conduit à proposer une nouvelle valeur pour la CMS : 216,2 m NGF, valeur légèrement supérieure à la cote maximale recommandée, 216 m NGF, au droit de l'ILL lors de la rupture du barrage du Monteynard.

Cette CMS permet également de couvrir l'événement extrême de rupture en cascade des 4 barrages du Drac. En effet, la valeur maximale calculée, déjà extrêmement pénalisante étant donné les hypothèses de calcul retenues, est de 216,2 m NGF.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 260 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 9 Conclusion

L'ILL s'engage à mettre en place pendant l'arrêt d'hiver 2011-2012, un diesel sur le toit du bâtiment ILL4 permettant de réalimenter les AS pour garantir la surveillance du réacteur après inondation et permettre la mise en œuvre de moyens de premiers secours tels qu'une motopompe.

9.4.3 Dossier de synthèse de la qualité

L'ILL s'engage à fournir pour fin 2012 les dossiers de synthèse de la qualité des SSC clés et de leurs agresseurs.

9.5 Renforcement de la robustesse de l'installation

9.5.1 Maîtrise de la réactivité

9.5.1.1 Séisme

Conformément à la proposition effectuée dans l'analyse de sûreté envoyée fin 2010, un système intermédiaire de niveau B sera mis en place, à l'arrêt d'hiver 2013-2014, pour déclencher automatiquement l'arrêt du réacteur même pendant la phase forte du séisme.

Le dimensionnement de ce circuit de déclenchement de la chute de barres sous séisme sera le SMS. La marge, au sens de cette étude complémentaire, doit être supérieure à 2.

Une chaîne neutronique sera installée en piscine à l'arrêt d'hiver 2013-2014 avec report en salle de contrôle et dans le futur PCS 3. Cette chaîne sera qualifiée au SMS avec une marge, au sens de cette étude complémentaire, supérieure à 2.

9.5.1.2 Inondation

Sans objet.

9.5.1.3 Perte des alimentations électriques externes

Conformément à la proposition effectuée dans l'analyse de sûreté envoyée fin 2010, le système intermédiaire de niveau B proposé déclenchera également automatiquement la chute des barres sur perte du 20 kV pendant plus de 2 s.

Nous rappelons que lorsque le réacteur est à l'arrêt plus aucune alimentation électrique ni externe ni interne n'est nécessaire pour le refroidissement du cœur et des éléments combustible irradiés, celui-ci étant assuré en simple convection naturelle.

9.5.1.4 Perte de la source froide

Conformément à la proposition effectuée dans l'analyse de sûreté envoyé fin 2010, le système intermédiaire de niveau B proposé déclenchera également automatiquement la chute des barres sur perte de débit secondaire pendant plus de 10 s.

Nous rappelons que lorsque le réacteur est à l'arrêt plus aucune source froide externe n'est nécessaire pour le refroidissement du cœur et des éléments combustible irradiés, celui-ci étant assuré, en convection naturelle, respectivement par la piscine et le canal 2. L'autonomie en totale autarcie est supérieure à deux semaines.

Page : 261 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 9 Conclusion	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

9.5.2 Maîtrise du refroidissement

9.5.2.1 Séisme

9.5.2.1.1 *Eléments clés*

La mise en place à l'arrêt d'hiver 2011-2012 du circuit de renoyage ultime permet le maintien de l'inventaire en eau, donc le refroidissement du cœur, en cas de brèche sur les portions du circuit primaire qui n'ont pas une marge suffisante. Ce circuit permet également d'éviter les effets falaise éventuels dus au délai de mise en service du CES actuel. Ce circuit, dimensionné au SMS, fera l'objet d'une vérification de ses marges, au sens de cette étude complémentaire. Celles-ci devront être supérieures à 2.

L'ILL propose de compléter ce système de renoyage par la mise en place à l'arrêt d'hiver 2013-2014 d'un circuit d'eau de nappe permettant en toutes circonstances, séisme de niveau SMS + σ et/ou inondation à la CMS de 216,2 m NGF, de réinjecter 250 m³.h⁻¹ en piscine ou dans le canal 2. Pour éviter de noyer le bâtiment réacteur en cas d'utilisation prolongée, ce circuit comportera également deux pompes au niveau B de même capacité. Les opérateurs en fonction du niveau d'eau au niveau B pourront alors basculer l'alimentation d'externe, eau de nappe, à interne, eau de ruissellement au niveau B.

La fusion du cœur à l'air au moment du changement d'eau dans une hotte de déchargement, malgré sa très faible probabilité d'occurrence, sera prévenue par la mise en place d'une pompe d'urgence sismique.

L'ouverture automatique de la vanne de la hotte, au bout de 20 minutes en l'absence d'eau, permet de respecter la proposition effectuée dans l'analyse de sûreté envoyée fin 2010 de mise en place d'un circuit de renoyage hotte indépendant des opérateurs.

Le dimensionnement de cette pompe d'urgence sera SMS. Les marges, au sens de cette étude complémentaire, devront être supérieures à 2.

9.5.2.1.2 *Agresseurs*

La mise en place du CRU permet de prévenir les accidents de fusion potentiellement consécutifs à l'écroulement des casemates primaires du niveau C sous SMS.

En ce qui concerne les agresseurs non dimensionnés dans le cadre du dernier GP, conformément à l'expertise effectuée lors du Walkdown, nous proposons les améliorations suivantes :

- Portique de manutention : renforcement du portique pour en garantir la stabilité au SMS + σ ,
- Caisson turbine pour les neutrons ultra-froids et charpente de soutien des équipements associés : mise en place d'un ancrage dans la dalle du niveau D dimensionné au SMS, avec une marge, au sens de cette évaluation complémentaire, d'un facteur 2.

Ces opérations seront effectuées à l'arrêt d'hiver 2012-2013.

9.5.3 Maîtrise du confinement

9.5.3.1 Séisme

9.5.3.1.1 *Eléments clés*

Conformément à la proposition effectuée en 2008 par l'ILL, un nouveau circuit de sauvegarde, le CDS, va être mis en place pour gérer les dégonflages éventuels de l'enceinte après une fusion de cœur.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 262 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Chap. 9 Conclusion

Ce circuit, qui se substituera au circuit EG actuel, voit son dimensionnement modifié dans le cadre de cette évaluation complémentaire. Il sera mis en service à l'arrêt d'hiver 2012-2013 :

- Débit nominal de chacune des deux files indépendantes : $2400 \text{ m}^3.\text{h}^{-1}$ au lieu de $1200 \text{ m}^3.\text{h}^{-1}$ prévu initialement,
- Dimensionnement au séisme : SMS avec une marge, au sens de cette évaluation complémentaire, permettant de garantir le fonctionnement jusqu'à $\text{SMS} + \sigma$,
- Simplification du circuit : chaque file aura sa propre cheminée métallique ancrée sur l'enceinte pour éviter le mode commun du cheminement dans le carneau et la cheminée de 45 m,
- Disposition des filtres THE et PAI, des réchauffeurs et des ventilateur au dessus de la cote 206 m NGF pour garantir le fonctionnement même avec le niveau B en partie noyé par les pompes de la nappe lors d'injection d'eau externe.

Ce nouveau circuit permet d'éviter tout effet falaise même dans des situations de dégradation importante de l'enceinte de confinement. Il permet également d'éviter l'effet falaise, de très faible probabilité d'occurrence, associé à un séisme au-delà du SMS au moment du déchargement du cœur.

Associé à la mise en place du CRU et du CEN, le CDS garantit l'absence de tout effet falaise jusqu'au séisme « ultime plausible ».

Enfin, la porte à camion, seule traversée d'enceinte qui ne dispose pas d'une marge supérieure à 2, sera également renforcée pour atteindre ce niveau de marge vis-à-vis du SMS.

9.5.3.1.2 Agresseurs

Trois équipements susceptibles d'agresser l'enceinte doivent faire l'objet d'un complément d'étude :

- Prise d'air frais : dans le cadre du dernier GP, la prise d'air frais a fait l'objet d'études détaillées puis d'un renforcement en 2005-2006. L'analyse des notes d'étude de ce renforcement montre que la marge ultime est de 1,5 vis-à-vis du SMS. Nous proposons de mettre en place un renforcement complémentaire pour obtenir a minima la marge de 2 de l'enceinte béton elle-même,
- Poste d'entretien des hottes : celui-ci n'a pas été renforcé dans le cadre du dernier GP. Les experts, lors du walk down, concluent sur le risque effectif de basculement de ce portique avec un risque d'endommagement de l'enceinte. Une étude va être lancée d'ici fin 2011, et les renforcements éventuellement nécessaires seront effectués dès la fin de l'étude.
- Pont du niveau C : une étude de stabilité vis-à-vis de l'enceinte béton sera lancée au deuxième semestre 2012.

Le cas particulier de l'enceinte métallique (marge de dimensionnement largement supérieure à 2 lorsque l'espace annulaire est en pression, mais de seulement 1,6 lorsqu'il est à la pression atmosphérique) sera examiné dans une étude spécifique pour valider le jugement d'expert qui conclut à l'absence de risque d'endommagement significatif de l'enceinte béton en cas de flambage. Cette étude sera effectuée au deuxième semestre 2012.

9.5.3.2 Inondation

Dans le cadre de la défense en profondeur pour garantir le confinement, l'ILL s'engage à renforcer, pendant l'arrêt d'hiver 2013-2014, toutes les traversées d'enceinte et trémies situées sous la cote de 216,2 m NGF. L'exigence est la stabilité et l'étanchéité relative, débit de fuite inférieur à $10 \text{ m}^3.\text{h}^{-1}$ par traversée ou trémie, lorsque le niveau d'eau est à la CMS. Les équipements concernés sont :

- Porte de la cour à l'anglaise,
- Porte à camion,

Page : 263 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Chap. 9 Conclusion	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

- Sas du niveau C, matériel et personnel,
- Trémie de traversée D₂O,
- Trémie de traversée eau secondaire.

9.5.4 Gestion des situations accidentelles

Le cumul d'un séisme et d'une inondation conduit l'ILL à s'engager sur la construction d'un nouveau poste de contrôle de secours dénommé PCS 3, avec les exigences suivantes :

- dimensionnement au séisme : SMS avec des marges supérieures à 2 pour couvrir le séisme « ultime plausible », SMS + σ ,
- dimensionnement à 216,2 m NGF : niveau d'eau maximal physiquement possible sur le site,
- dimensionnement à l'explosion : 80 mbar, correspondant à l'explosion d'un camion citerne GPL 20 tonnes sur l'A480,
- dimensionnement aux rayonnements avec comme scénario de référence la fusion du cœur à l'air à chaud,
- redondance de tous les moyens de sauvegarde, y compris les utilités nécessaires (alimentations électriques notamment).

Le PCS 3 permettra ainsi de gérer tous les types de crise (nucléaire, sismique, inondation, cumul d'agressions). Il sera conçu de façon à permettre la mise en œuvre de tous les nouveaux circuits de sauvegarde (CRU, CES, CDS, CEN).

L'ILL s'engage à rendre opérationnel ce PCS 3 au redémarrage de 2014.

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 264 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	<i>Références</i>

LISTE DES REFERENCES

1. DRe BD/cgj 2011-0418 du 27 mai 2011 - Méthodologie de l'évaluation complémentaire de la sûreté au regard de l'accident de Fukushima Daiichi.
2. Fax IRSN/DSR/SEGRE/2011-109 du 15 juin 2011 - Questionnaire sur la démarche retenue par l'ILL pour mener l'évaluation complémentaire de sûreté pour l'INB n 67.
3. Fax DRe BD/gl 2011-0484 du 21 juin 2011 - Réponse au fax de questions DSR/SEGRE 2011-0108 - REX Fukushima - Méthodologie.
4. Lettre CODEP-DRC 2011-039170 du 19/07/2011 - Retour d'expérience de l'accident nucléaire survenu sur le site japonais de Fukushima le 11 mars 2011 - Examen de la note méthodologique d'évaluation complémentaire de la sûreté de l'installation de l'ILL.
5. Rapport de Sûreté Indice H (décembre 2003).
6. Courrier DRe HG/cc 2004-0260 du 05/03/04 - Transmission du rapport de sûreté indice H.
7. Plan d'Urgence Interne - Version 2004.
8. Courrier DRe HG/ie 2004-1173 du 23 décembre 2004 - Réponses aux engagements et recommandations à la suite du GP du 2 mai 2002 - Transmission du PUI.
9. Courrier DRe BD/cgj 2008-0463 du 30 juin 2008 - Transmission partie A4 du PUI - CES, EGS - Rapports RHF n 324 et 368.
10. Rapport RHF n 324 "Accidents de dimensionnement du RHF - Calculs des conséquences radiologiques".
11. Rapport RHF n 398 "REX Fukushima - Calcul des conséquences radiologiques des accidents hors dimensionnement.
12. Courrier DRe VC/ie 2010-0735 du 21 décembre 2010 - Mise à jour du RdS.
13. Compte rendu d'essai n 314 "Antiréactivité de la source chaude".
14. Courrier DRe HG/cc 2004-0324 du 23 mars 2004 - INB n 67 : Mise en pile de la source chaude n 2.
15. Rapport RHF n 387 "Synthèse de la tenue mécanique des doigts de gant".
16. Courrier DRe JPB-VC/cgj 2010-0696 - INB n 67 : Tenue mécanique des doigts de gant (+ transmission du rapport RHF n 387).
17. Rapport RHF n 357 - Etude incendie de l'INB n 67.
18. Etude EFT-GG/94-097 Ind. B du 18/04/95 "Institut Laue Langevin - Etude de l'aléa sismique.
19. Etude EFT-GG/94-097 Ind. C du 10/04/96 "Institut Laue Langevin - Etude de l'aléa sismique".
20. Etude EFT-GG/01-183 Ind. B du 08/09/03 "Institut Laue Langevin - Impact de la nouvelle RFS".
21. Rapport DPRE/SERGD/00-53 "Méthode de détermination des spectres horizontaux et verticaux adaptés au site dans le cadre de la règle fondamentale de sûreté I.2.c".
22. Note technique IPSN/DPRE/SERGD n 01-11 "Evaluation de l'aléa sismique à Grenoble - Etat des lieux et application de la RFS I.2.c.2000".
23. Note technique IPSN/DPRE/SERGD n 02-10 "Avis sur les spectres SMHV et SMS proposés par l'exploitant sur le site de Grenoble (RHF, INB 67) en application de la RFS 2001-01".

Page : 265 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Références	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

24. DRe VC/ie 2011-0504 "INB n 67 – Engagements pris par l'ILL en vue du GP sur l'examen des démarches mises en œuvre par les exploitants pour les évaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima".

25. Courrier DRe HG/cc 2003-0158 "INB n 67 - Réponses aux engagements et recommandations à la suite du GP du 2 mai 2002 - Délai de 6 mois".

26. Courrier DRe TC-BD 2005-0507 "INB n 67 - Engagement III.4 - EIS-S".

27. Note NECS N001_A282_2011_ILL_A "Evaluation des marges sismiques du bâtiment RHF".

28. ASN/Guide/2/01 " Prise en compte du risque sismique à la conception des installations nucléaires de base à l'exception des stockages à long terme des déchets radioactifs".

29. IAEA Safety Reports Series n 28 "Seismic Evaluation of Existing Nuclear Power Plants".

30. Règles BAEL91 révisées 99 (DTU P18-702/A1 Février 2000) " Règles techniques de conception et de calcul des ouvrages et constructions en béton armé suivant la méthode des états limites - Modificatif n 1".

31. Règles CM66 révisées 80 (DTU P22-701) "Règles de calcul des constructions en acier (12ème édition 1996 - Additif de 80 inclus)".

32. NF EN 1998 (Eurocode 8) "Calcul des structures pour leur résistance aux séismes".

33. DRe JPB/ie 2011-0440 (ILL) " Demande de prix - Stress tests bâtiment ILL5.

34. Note Séchaud Ingénierie - 10305-NT-221-B " Etude du comportement sismique du bâtiment RHF renforcé par peigne béton - Hypothèses et méthodologie de l'étude".

35. Note Séchaud Ingénierie - 10305-NT-222-B " Etude du comportement sismique du bâtiment RHF renforcé par peigne béton - Présentation du modèle aux éléments finis.

36. Note Séchaud Ingénierie - 10305-NT-223-B " Etude du comportement sismique du bâtiment RHF renforcé par peigne béton - Calculs sismiques.

37. Note Séchaud Ingénierie - 10305-NT-224-B " Etude du comportement sismique du bâtiment RHF renforcé par peigne béton - Analyse des résultats des calcul sismiques.

38. Note Séchaud Ingénierie - 10305-NT-225-B " Etude du comportement sismique du bâtiment RHF renforcé par peigne béton - Vérification de la résistance des éléments de structure - Enceinte interne".

39. Note Séchaud Ingénierie - 10305-NT-226-B " Etude du comportement sismique du bâtiment RHF renforcé par peigne béton - Vérification de la résistance des éléments de structure - Noyau central, canal de transfert et bloc arrière".

40. Note Séchaud Ingénierie - 10305-NT-227-B " Etude du comportement sismique du bâtiment RHF renforcé par peigne béton - Vérification de la résistance des éléments de structure du plancher margelle et dimensionnement du peigne béton".

41. Note Séchaud Ingénierie - 10305-NT-228-B "Etude du comportement sismique du bâtiment RHF renforcé par peigne béton - Synthèse de l'étude".

42. Note Séchaud Ingénierie - 10305-NT-229-A "Etude du comportement sismique du bâtiment RHF renforcé par peigne béton - Justification de la modélisation de l'amortissement du sol dans les calculs dynamiques".

43. Note Séchaud Ingénierie - 10305-NT-230-A " Etude du comportement sismique du bâtiment RHF renforcé par peigne béton - Vérification de la résistance des éléments de structure - Radier alvéolaire".

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 266 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	<i>Références</i>

44. Note Séchaud Ingénierie - 10305-NT-231-A "Etude du comportement sismique du bâtiment RHF renforcé par peigne béton - Vérification de la résistance des éléments de structure - Radier alvéolaire - Etude de redistribution d'efforts".

45. Note Séchaud Ingénierie - 10305-NT-232-A "Etude du comportement sismique du bâtiment RHF renforcé par peigne béton - Vérification de la résistance des éléments de structure - Enceinte interne après modification des appuis du pont polaire".

46. Note Séchaud Ingénierie - 10305-NT-252-B "APD de renforcement parasismique du bâtiment RHF - Calculs de détails du renforcement périphérique du plancher".

47. Note Séchaud Ingénierie - 10305-NT-307-B "Etude du comportement sismique du bâtiment RHF renforcé par peigne béton - Analyse de la tenue sismique de la cellule chaude".

48. Note NFM CS/N92 043/B "Comportement du bloc pile lors des situations de niveaux C et D".

49. Note PRINCIPIA 05_RT 117/0 "vérification de la tenue au séisme des hottes de manutention des éléments combustibles et de leur supportage au dessus de la piscine du réacteur".

50. Note CEA 150-SURSE-PGC-NTE-0900236/A "Validation de l'approche utilisée par l'utilisation d'accélérogrammes réels - Système arrêt d'urgence RHF, en cas de séisme".

51. Note de calcul GEC ALSTHOM NT 0000 00001/A "Dimensionnement des colliers de renforcement des barres S1 à S5".

52. Note NFM RTCS NT 93.034/A "Comportement du casse siphon du RHF lors des séismes SMHV et SMS".

53. Note AREVA NP PEEL-F 2010 DC 10033/C "Vérification de la tenue mécanique des doigts de gant horizontaux".

54. Note CEGELEC G.40022.NC.0001/3 "Dimensionnement du doigt de gant H1H2".

55. Note CEGELEC C.03841.2.06.NC.001/B "Vérification de la tenue au séisme de la tuyauterie d'eau lourde en aluminium située dans la piscine".

56. Note CEGELEC G.5A005W.NC.001/E "Vérification de la tenue mécanique du circuit principal d'eau lourde".

57. Note Séchaud et Metz - 10305-NT-302/B "Etude du comportement sismique du bâtiment RHF - Vérification de la tenue sous séisme du cuvelage de la piscine".

58. Note de calcul SPRETEC - NDC.04.04.089/A "Tenue des batardeaux".

59. Rapport Principia - 04-RT134_rev3 "Vérification de la tenue au séisme des hottes de manutention des éléments combustibles irradiés et de leur supportage au bord du canal de transfert n° 2".

60. Note de calcul SPRETEC - NDC 05.12.194/B "Support caisson PV1".

61. Note Iosis - 10305 NT 311/B "Etude du comportement sismique du bâtiment RHF renforcé par peigne béton - Etude de renforcement sismique de la charpente de soutien de la source froide par adjonction d'amortisseurs". Dimensionnement des amortisseurs et vérification de la structure.

62. Note Iosis - 10305 NT 312/B "Etude du comportement sismique du bâtiment RHF renforcé par peigne béton - Etude de renforcement sismique de la charpente de soutien de la source froide par adjonction d'amortisseurs". Calculs de détail des renforcements.

63. Note Iosis - 10305 NT 318/B "Charpente de protection de la source froide - Etude de renforcement sismique".

Page : 267 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
Références	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

64. Note ACPP - Re 4C 48 AC N1-050/F "Note de calcul Circuit d'appoint d'eau de secours lignes de tuyauteries des locaux A13-B30".
65. Note ACPP - Re 4C 48 AC N1-054/E "Note de calcul Circuit d'appoint d'eau de secours lignes de tuyauteries des locaux B31 et B32".
66. Note ACPP - Re 4C 48 AC N1-055/D "Note de calcul Circuit d'appoint d'eau de secours lignes de tuyauteries des locaux A10, A11 et A12".
67. Note ACPP - Re 4C 48 AC N1-056/E "Note de calcul Circuit d'appoint d'eau de secours lignes de tuyauteries des locaux C03 et Hall piscine".
68. Note ACPP - Re 4C 48 AC N1-057/D "Note de calcul Circuit d'appoint d'eau de secours lignes de tuyauteries des locaux A07 et A13".
69. Note ACPP - Re 4C 48 AC N1-058/E "Note de calcul Circuit d'appoint d'eau de secours lignes des locaux E.I.A - A.I.E et Ext.".
70. Note EPRI - 050903 NC 01/A "Vérification mécanique de la traversée eau secondaire du bâtiment réacteur en direction du drac".
71. Note Iosis - 10456 NT 101/B " Etude du bâtiment enterré en direction du Drac (local point fixe) avec ses nouveaux aménagements. Dimensionnement et vérification de la tenue du bâtiment modifié.
72. Note technique ILL-RMC 7-49 "Vérification de la tenue mécanique de la zone de traversée de l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur en direction du carneau de la cheminée de ventilation".
73. Note SPRETEC - NDC 0809001/B "Trémie S29-B56 - Etude sismique des réseaux de tuyauteries".
74. Etude BLUE - n 04/02/A "Porte matériel".
75. Note SOM - 477126 C04 0115/C "Etude mécanique de la trémie RHF en configuration de fonctionnement sous inondation".
76. Note ANTECIM - 030183_00/A "Note de calcul de la porte à Camion au séisme".
77. Note interne complémentaire ILL - NT 7-22 (RMC) "Vérification de la tenue mécanique des portes galets de la porte à camion".
78. Note EPRI - NC_SAS_01 /A "Vérification des sas matériel et personnel".
79. Note de calcul EPRI - 0408001 NC 03 A "Vérification des traverses niveau C0".
80. Note technique ILL 7-53 (RMC) "Justificatif de la tenue de la traversée de l'enceinte béton au niveau des guides neutroniques en direction de l'ILL7".
81. Note de calcul Alpes Structures NC 05/01-01 rev.1 "Fixation massif carter - Vérification de la stabilité".
82. Etude BLUE - n 05/156/C "Entrée ventilation ILL5".
83. Note TRACTEBEL COYNE et BELIER - 12825 431 NC 01 / B "ILL4 Etude de tenue du bâtiment à un séisme majoré".
84. Note technique IOSIS - 2376 NT 01 "Validation de la tenue sous séisme du bâtiment ILL5A Hypothèses et méthodologie".
85. Note technique IOSIS - 2376 NT 02 "Validation de la tenue sous séisme du bâtiment ILL5A - Modèle tridimensionnel détaillé masses et chargements statiques".

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 268 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	<i>Références</i>

86. Note technique IOSIS - 2376 NT 03 "Validation de la tenue sous séisme du bâtiment Prise d'Air Frais (ILL5A) Calculs sismiques d'ensemble".
87. Note technique IOSIS - 2376 NT 04 "Validation de la tenue sous séisme du bâtiment ILL5A - Vérification de la résistance des éléments".
88. Note AREVA - ELFS DC 060100/B "Pont polaire - justification de la localisation du pont en cas de séisme".
89. Note AREVA - ELFS DC 060099/D "ILL Pont Polaire - Justificatif du dimensionnement du dispositif de blocage".
90. Lettre DRe BD/ie 2009-0600 - Pont polaire - Compléments au SMS.
91. Lettre DRe JPB/cgj 2009-0871 - réponse au Fax de question IRSN 2009-266.
92. Note IOSIS 10305 NT 316/C "Analyse du risque d'entrechoquement entre le pont polaire et l'enceinte".
93. Rapport PRINCIPIA - RET 36.343/03 "Tenue au flambage de l'enceinte métallique du RHF".
94. Inspection METRIDE n 23003/A - Relevé géométrique des raidisseurs de l'enceinte métallique.
95. Rapport RHF n 400 "Enceinte métallique : vérifications complémentaires".
96. Note de calcul Coyne et Bellier - 10903 NC 02/A ".....".
97. Rapport GEO-TER n GTR/MATE/0701-150 "Révision du zonage sismique de la France - Etude probabiliste - Présentation de l'étude technique".
98. Rapport GTR/CEA/0306-297 Annexe 2 " Développement d'un modèle probabiliste d'aléa sismique calé sur le retour d'expérience. Annexe 2 : Justificatif des poids des experts et cartes correspondantes : s.n., Phase 2 : Calculs et cartographie suivant l'arbre logique défini par le groupe "zonage".
99. Rapport GTR/CEA/1205-279 Annexe 1 - Développement d'un modèle probabiliste d'aléa sismique "best estimate" pour le territoire métropolitain. Annexe 1 : Valeurs d'accélération, cartes et courbes d'aléa des modèles M1 à M6.
100. Thouvenot, F., J. Frechet, L. Jenatton, and J. F. Gamond (2003). The Belledonne Border Fault: Identification of an active seismic strike-slip fault in the western Alps, *Geophys. J Int.* 155, 174–192.
101. Thouvenot, F., L. Jenatton, and R. Guiguet (2009). Seismicity of the Grenoble area, in *ESG 2006, Third Intl. Symposium on the Effects of Surface Geology on Seismic Motion*.
102. Rapport SOGREAH n 1742241 « Détermination du niveau d'eau maximum atteint en cas de rupture des barrages du Drac .
103. Projet de guide de l'ASN n 13 - Protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes.
104. Etude SOM 477126 C04 0125/C "Etude mécanique de la trémie RHF en configuration de fonctionnement sous inondation".
105. Risque info n 13 – Juin 2002 – Le Risque sismique en Rhône Alpes – Les barrages et le risque sismique.

ANNEXE 1 - INVENTAIRE

Nom R.E.	A (Bq)	Nom R.E.	A (Bq)	Nom R.E.	A (Bq)	Nom R.E.	A (Bq)	Nom R.E.	A (Bq)
H3	1,50E+16	Se83F	9,19E+15	Kr93	1,53E+16	Mo101	9,54E+16	Rh110F	4,01E+14
Cu71	1,17E+11	Br83	9,95E+15	Rb93	6,83E+16	Tc101	9,55E+16	Ag110M	7,18E+11
Zn71M	3,96E+09	Kr83M	4,96E+11	Sr93	1,17E+17	Y102	1,39E+15	Ag110F	4,46E+13
Zn71F	1,18E+11	Ga84	6,62E+12	Y93M	1,21E+16	Zr102	3,57E+16	Ru111	3,67E+14
Cu72	3,94E+11	Ge84	1,05E+15	Y93F	1,18E+17	Nb102M	1,58E+16	Rh111	4,58E+14
Zn72	4,65E+11	As84	6,40E+15	Zr93	1,35E+11	Nb102F	5,15E+16	Pd111M	4,12E+12
Ga72	4,67E+11	Se84	2,06E+16	Nb93M	9,11E+09	Mo102	7,94E+16	Pd111F	4,63E+14
Cu73	1,18E+12	Br84M	6,27E+14	Kr94	4,70E+15	Tc102M	1,29E+14	Ag111M	4,61E+14
Zn73	1,75E+12	Br84F	2,08E+16	Rb94	3,44E+16	Tc102F	7,94E+16	Ag111F	4,56E+14
Ga73	1,77E+12	Ge85	2,58E+14	Sr94	1,09E+17	Zr103	1,10E+16	Cd111M	1,14E+07
Ge73M	1,77E+12	As85	4,49E+15	Y94	1,16E+17	Nb103	3,83E+16	Tc112	4,95E+12
Zn74	5,66E+12	Se85	1,74E+16	Nb94M	1,20E+11	Mo103	5,53E+16	Ru112	1,14E+14
Ga74	5,92E+12	Br85	2,13E+16	Nb94F	2,47E+07	Tc103	5,60E+16	Rh112	2,04E+14
Zn75	1,66E+13	Kr85M	2,13E+16	Kr95	8,24E+14	Ru103	4,66E+16	Pd112	2,36E+14
Ga75	1,93E+13	Kr85F	6,91E+14	Rb95	1,77E+16	Rh103M	4,65E+16	Ag112	2,37E+14
Ge75M	1,16E+11	Ge86	5,91E+13	Sr95	9,42E+16	Zr104	2,81E+15	Ru113	6,60E+13
Ge75F	1,95E+13	As86	1,97E+15	Y95	1,18E+17	Nb104M	5,75E+15	Rh113	1,98E+14
Zn76	4,39E+13	Se86	2,46E+16	Zr95	9,80E+16	Nb104F	8,56E+15	Pd113	2,65E+14
Ga76	5,87E+13	Br86	3,47E+16	Nb95M	1,08E+15	Mo104	3,40E+16	Ag113M	2,83E+13
As76	8,56E+10	Rb86M	7,00E+12	Nb95F	9,24E+16	Tc104	3,52E+16	Ag113F	2,61E+14
Zn77	5,97E+13	Rb86F	9,98E+12	Rb96	5,12E+15	Rh104M	1,73E+14	Cd113M	1,08E+09
Ga77	1,22E+14	As87	7,36E+14	Sr96	7,24E+16	Rh104F	2,35E+15	In113M	6,56E+05
Ge77M	1,10E+14	Se87	1,66E+16	Y96M	1,76E+16	Nb105	4,03E+15	Rh114	1,18E+14
Ge77F	5,24E+13	Br87	3,92E+16	Y96F	9,00E+16	Mo105	1,54E+16	Pd114	2,26E+14
As77	1,39E+14	Kr87	4,81E+16	Nb96	1,69E+14	Tc105	1,76E+16	Ag114M	3,46E+12
Se77M	1,47E+09	Rb87	1,75E+06	Rb97	1,40E+15	Ru105	1,77E+16	Ag114F	2,28E+14
Zn78	8,31E+13	Sr87M	1,11E+11	Sr97	3,59E+16	Rh105M	3,07E+10	In114M	2,19E+07
Ga78	2,44E+14	As88	1,33E+14	Y97M	4,32E+16	Rh105F	1,05E+16	In114F	2,97E+07
Ge78	3,79E+14	Se88	1,02E+16	Y97F	4,62E+16	Nb106	5,42E+14	Pd115	1,78E+14
As78	3,83E+14	Br88	3,64E+16	Zr97	1,09E+17	Mo106	5,40E+15	Ag115M	1,24E+13
Zn79	4,41E+13	Kr88	6,68E+16	Nb97M	8,55E+13	Tc106	7,13E+15	Ag115F	1,80E+14
Ga79	3,25E+14	Rb88	6,79E+16	Nb97F	1,10E+17	Ru106	5,12E+15	Cd115M	8,80E+12
Ge79F	7,58E+14	Se89	3,30E+15	Rb98	2,04E+14	Rh106M	2,15E+15	Cd115F	1,82E+14
As79	8,02E+14	Br89	2,98E+16	Sr98	1,60E+16	Rh106F	1,03E+16	In115M	1,82E+14
Se79M	7,93E+14	Kr89	8,04E+16	Y98M	3,37E+16	Mo107	1,13E+15	Pd116	2,39E+14
Se79F	2,15E+10	Rb89	8,69E+16	Y98F	2,40E+16	Tc107	2,34E+15	Ag116M	2,72E+13
Br79M	7,25E+08	Sr89	7,26E+16	Zr98	1,04E+17	Ru107	2,67E+15	Ag116F	2,51E+14
Ga80	3,98E+14	Y89M	1,94E+11	Nb98M	1,54E+15	Rh107	2,68E+15	In116M	1,31E+13
Ge80	2,04E+15	Se90	8,65E+14	Nb98F	1,05E+17	Pd107M	1,06E+10	In116N	9,28E+12
As80	2,32E+15	Br90	1,38E+16	Tc98	4,40E+03	Pd107F	7,18E+08	In116F	1,96E+13
Br80M	2,88E+10	Kr90	8,59E+16	Rb99	3,00E+13	Ag107M	1,96E+06	Pd117	1,20E+14
Br80F	3,83E+10	Rb90M	2,39E+16	Sr99	4,37E+15	Mo108	1,19E+14	Ag117M	4,78E+13
Ga81	2,60E+14	Rb90F	7,96E+16	Y99	3,90E+16	Tc108	4,74E+14	Ag117F	1,27E+14
Ge81M	3,83E+14	Sr90	6,19E+15	Zr99	1,04E+17	Ru108	9,19E+14	Cd117M	5,18E+12
Ge81	1,92E+15	Y90M	2,26E+12	Nb99M	1,52E+15	Rh108M	1,56E+13	Cd117F	1,76E+14
As81	3,38E+15	Y90F	6,19E+15	Nb99F	1,11E+17	Rh108F	9,24E+14	In117M	8,55E+09
Se81M	1,18E+14	Zr90M	1,73E+09	Mo99	1,12E+17	Ag108M	1,47E+06	In117F	1,82E+14
Se81F	3,52E+15	Se91	1,18E+14	Tc99M	9,84E+16	Ag108F	4,68E+07	Sn117M	4,00E+07
Kr81M	3,03E+08	Br91	5,82E+15	Tc99F	9,08E+11	Tc109	1,61E+14	Pd118	6,36E+13
Kr81F	1,11E+04	Kr91	6,35E+16	Rb100	2,63E+12	Ru109M	1,69E+14	Ag118M	2,89E+13
Ga82	1,04E+14	Rb91	1,02E+17	Sr100	1,17E+15	Ru109F	3,30E+14	Ag118F	9,58E+13
Ge82	2,69E+15	Sr91	1,08E+17	Y100M	7,80E+15	Rh109	5,51E+14	Cd118	1,30E+14
As82M	1,77E+15	Y91M	5,43E+16	Y100F	8,96E+15	Pd109M	1,12E+12	In118M	5,03E+10
As82F	3,28E+15	Y91F	8,94E+16	Zr100	9,76E+16	Pd109F	5,59E+14	In118N	1,07E+11
Br82M	1,16E+13	Se92	1,34E+13	Nb100M	3,23E+15	Ag109M	2,50E+09	In118F	1,30E+14
Br82F	1,92E+13	Br92	1,28E+15	Nb100F	1,11E+17	Cd109	4,32E+05	Pd119	3,47E+13
Ga83	3,61E+13	Kr92	4,10E+16	Tc100	1,82E+15	Mo110	3,46E+12	Ag119	1,01E+14
Ge83	1,72E+15	Rb92	8,74E+16	Y101	6,48E+15	Tc110	5,76E+13	Cd119M	4,73E+13
As83	6,50E+15	Sr92	1,11E+17	Zr101	6,07E+16	Ru110	3,82E+14	Cd119F	8,62E+13
Se83M	6,20E+14	Y92	1,11E+17	Nb101	9,14E+16	Rh110M	5,66E+13	In119M	7,78E+13

EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA

Annexe 1
Inventaire

Nom R.E.	A (Bq)	Nom R.E.	A (Bq)	Nom R.E.	A (Bq)	Nom R.E.	A (Bq)	Nom R.E.	A (Bq)
In119F	5,87E+13	Sb128M	2,39E+14	Ba135M	1,52E+11	Ba145	3,70E+16	Sm155	5,49E+14
Sn119M	3,07E+09	Sb128F	5,93E+15	Sn136	6,52E+12	La145	6,62E+16	Eu155	6,70E+13
Pd120	1,87E+13	I128	9,49E+12	Sb136	8,18E+14	Ce145	7,23E+16	Pm156	1,83E+14
Ag120M	3,11E+13	In129M	3,87E+14	Te136	3,43E+16	Pr145	7,24E+16	Sm156	2,46E+14
Ag120F	5,40E+13	In129F	1,68E+15	I136M	3,19E+16	Cs146	3,57E+14	Eu156	6,63E+14
Cd120	1,36E+14	Sn129M	5,58E+15	I136F	5,19E+16	Ba146	1,57E+16	Pm157	5,33E+13
In120M	2,15E+12	Sn129F	4,35E+15	Cs136M	2,53E+14	La146M	1,52E+16	Sm157	9,29E+13
In120F	1,37E+14	Sb129M	1,06E+15	Cs136F	4,34E+14	La146F	2,41E+16	Eu157	2,25E+14
Ag121	7,99E+13	Sb129	1,10E+16	Ba136M	2,50E+12	Ce146	5,46E+16	Sm158	3,42E+13
Cd121M	9,13E+13	Te129M	2,13E+15	Sb137	1,30E+14	Pr146	5,49E+16	Eu158	3,74E+13
Cd121F	1,08E+14	Te129F	1,11E+16	Te137	1,04E+16	Xe147	6,27E+10	Sm159	1,30E+13
In121M	2,50E+12	I129	1,33E+09	I137	5,80E+16	Cs147	3,21E+13	Eu159	1,62E+13
In121F	2,10E+14	Xe129M	1,72E+08	Xe137	1,09E+17	Ba147	3,03E+15	Gd159	1,68E+13
Sn121M	7,90E+11	In130	1,79E+15	Cs137	6,27E+15	La147	1,89E+16	Eu160	1,98E+12
Sn121F	1,88E+14	Sn130M	9,95E+15	Ba137M	5,97E+15	Ce147	3,92E+16	Tb160	1,14E+11
Ag122	3,00E+13	Sn130F	1,17E+16	Sb138	1,11E+14	Pr147	4,09E+16	Eu161	1,18E+12
Cd122	1,43E+14	Sb130M	3,71E+15	Te138	1,17E+16	Nd147	3,92E+16	Gd161	1,44E+12
In122M	1,46E+13	Sb130F	2,67E+16	I138	5,10E+16	Pm147	1,72E+16	Tb161	1,47E+12
In122F	1,47E+14	I130M	1,79E+14	Xe138	1,08E+17	Sm147	2,06E+05	Eu162	7,03E+10
Sb122M	1,07E+09	I130F	2,38E+14	Cs138M	1,86E+15	Cs148	1,64E+12	Gd162	1,29E+11
Sb122F	9,43E+11	In131M	7,25E+14	Cs138F	1,11E+17	Ba148	5,35E+14	Tb162	1,31E+11
Ag123	2,45E+13	In131F	1,68E+14	Te139	4,77E+14	La148	5,90E+15	Gd163	4,76E+10
Cd123	1,86E+14	Sn131M	1,33E+16	I139	1,30E+16	Ce148	2,71E+16	Tb163	5,12E+10
In123M	1,37E+13	Sn131F	6,39E+15	Xe139	8,42E+16	Pr148M	2,64E+15	Gd164	1,35E+10
In123F	2,45E+14	Sb131	4,47E+16	Cs139	1,12E+17	Pr148F	2,78E+16	Tb164	1,59E+10
Sn123M	2,49E+14	Te131M	5,80E+15	Ba139	1,14E+17	Pm148M	1,09E+14	Tb165	1,15E+10
Sn123F	1,40E+13	Te131F	4,83E+16	Te140	6,74E+13	Pm148F	7,83E+14	Dy165M	1,34E+10
Te123M	1,05E+08	I131	5,24E+16	I140	3,44E+15	La149	1,70E+15	Dy165F	3,24E+10
Cd124	2,10E+14	Xe131M	3,85E+14	Xe140	6,28E+16	Ce149	1,34E+16	Tb166	4,41E+09
In124M	5,95E+13	In132	1,95E+14	Cs140	1,02E+17	Pr149	1,89E+16	Dy166	5,70E+09
In124F	2,43E+14	Sn132	1,37E+16	Ba140	1,08E+17	Nd149	1,95E+16	Ho166M	4,96E+04
Sb124M	2,79E+10	Sb132M	1,85E+16	La140	1,08E+17	Pm149	2,05E+16	Ho166F	6,93E+09
Sb124N	5,57E+10	Sb132F	2,73E+16	Te141	4,89E+12	La150	2,49E+14	Dy167	3,04E+09
Sb124F	4,70E+11	Te132	7,79E+16	I141	8,22E+14	Ce150	5,74E+15	Ho167	3,09E+09
Ag125	1,16E+13	I132M	5,01E+14	Xe141	2,71E+16	Pr150	1,03E+16	Er167M	4,29E+08
Cd125	2,12E+14	I132F	7,90E+16	Cs141	7,92E+16	Pm150	1,89E+15	Dy168	6,69E+08
In125M	4,17E+13	Sn133	4,78E+15	Ba141	1,05E+17	Ce151	1,55E+15	Ho168	7,05E+08
In125F	3,93E+14	Sb133	4,27E+16	La141	1,05E+17	Pr151	5,21E+15	Dy169	2,40E+08
Sn125M	3,67E+14	Te133M	5,04E+16	Ce141	9,02E+16	Nd151	7,42E+15	Ho169	2,86E+08
Sn125F	1,24E+14	Te133F	7,24E+16	Xe142	1,09E+16	Pm151	7,32E+15	Er169	2,84E+08
Sb125	2,14E+14	I133M	3,35E+15	Cs142	4,84E+16	Sm151	1,73E+13	Dy170	4,17E+07
Te125M	4,67E+13	I133F	1,23E+17	Ba142	1,03E+17	Pr152	1,88E+15	Ho170M	8,04E+06
Cd126	2,30E+14	Xe133M	1,65E+14	La142	1,06E+17	Nd152	4,59E+15	Ho170F	4,98E+07
In126M	1,46E+14	Xe133F	1,20E+17	Pr142M	1,38E+14	Pm152M	1,47E+14	Tm170	5,66E+06
In126F	4,37E+14	Sn134	8,95E+14	Pr142F	3,86E+14	Pm152F	4,81E+15	Er171	3,20E+05
Sn126	1,44E+10	Sb134M	7,66E+15	Xe143	2,63E+15	Eu152M	1,24E+09	Tm171	1,45E+05
Sb126M	2,47E+12	Sb134F	8,39E+15	Cs143	3,03E+16	Eu152N	2,51E+11	Tm172	1,44E+03
Sb126N	1,61E+12	Te134	1,17E+17	Ba143	9,86E+16	Eu152F	2,16E+10		
Sb126F	3,27E+12	I134M	1,07E+16	La143	1,10E+17	Pr153	6,22E+14		
In127M	2,22E+14	I134F	1,42E+17	Ce143	1,10E+17	Nd153	2,37E+15		
In127F	9,62E+14	Xe134M	1,25E+15	Pr143	1,01E+17	Pm153	2,72E+15		
Sn127M	2,65E+14	Cs134M	2,30E+14	Xe144	4,75E+14	Sm153	4,62E+15		
Sn127F	1,82E+15	Cs134F	4,98E+14	Cs144	9,80E+15	Gd153	2,89E+10		
Sb127	2,14E+15	Sn135	7,54E+13	Ba144	7,83E+16	Nd154	9,88E+14		
Te127M	2,37E+14	Sb135	4,69E+15	La144	9,80E+16	Pm154M	1,52E+14		
Te127F	2,07E+15	Te135	6,22E+16	Ce144	7,39E+16	Pm154F	1,14E+15		
Cd128	2,52E+14	I135	1,10E+17	Pr144M	1,08E+15	Eu154M	8,69E+10		
In128M	8,18E+14	Xe135M	2,37E+16	Pr144F	7,73E+16	Eu154	5,05E+13		
In128F	9,89E+14	Xe135F	3,47E+15	Xe145	4,06E+13	Nd155	2,60E+14		
Sn128	5,78E+15	Cs135	4,21E+09	Cs145	2,65E+15	Pm155	4,89E+14		

Page : 271 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
<i>Annexe 2</i> <i>Acronymes</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

ANNEXE 2 - LISTE D'ACRONYMES

AN : Alimentation Normale
 AS : Alimentation Secourue
 AU : Arrêt d'Urgence
 BAEL : Béton Armé selon la méthode des Etats Limites
 BP : Barre de Pilotage
 BS : Barre de Sécurité
 BT : Basse Tension
 CDS : Circuit de Dégonflage Sismique
 CE : Colonne d'Eau
 CEN : Circuit d'Eau de Nappe
 CEP : Contrôles et Essais Périodiques
 CES : Circuit d'Eau de Secours
 Cm66 : Règles de Calcul des Constructions en Acier
 CPE : Consigne Particulière d'Exploitation
 CQC : Combinaison Quadratique Complète
 CRA : Circuit de Refroidissement à l'Arrêt
 CRAB : Circuit de Refroidissement Arrêt Barre
 CRU : Circuit de Renoyage Ultime
 DDF : Détection De Fuite
 DDG : Doigt De Gant
 DRG : Détection de Rupture de Gaine
 ECI : Elément Combustible Irradié
 EG : Effluents Gazeux
 EIS : Equipements Importants pour la Sûreté
 EIS-S : Eléments Importants pour la Sûreté vis-à-vis du Séisme
 ETAG : European Technical Approval Guideline
 ETC : Equipe Technique de Crise
 GC : Génie Civil
 GP : Groupe Permanent
 HP : Haute Puissance
 HPS : Haute Puissance de Sécurité
 HT : Haute Tension
 INB : Installation Nucléaire de Base

 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR	Rapport RHF n 399	Page : 272 Ind. 0
	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	Annexe 2 <i>Acronymes</i>

JEPP : Jour Equivalent Pleine Puissance
MASW : Multichannel Analysis Surface Waves
MOQ : Manuel d'Organisation de la Qualité
MQS : Matériel à Qualité Surveillée
NAQ : Notes d'Assurance Qualité
NGF : Nivellement Général de la France
PAI : Piège A Iode
PCS : Poste de Contrôle de Secours
PF : Produit de Fission
PGA : Peak Ground Acceleration
PN : Puissance Nominale
PS : règles ParaSismiques
PPI : Plan Particulier d'Intervention
PUI : Plan d'Urgence Interne
RCC-M : Règles de Conception et de Constructions des matériels Mécaniques
RCC-MX : Règles de Conception et de Construction des matériels Mécaniques des réacteurs eXpérimentaux
RdS : Rapport de Sûreté
REX : Retour d'EXpérience
RFS : Règle Fondamentale de Sûreté
RHF : Réacteur à Haut Flux
RMC : Refit Management Committee
SDD : Séisme De Dimensionnement
SDIS : Service Départemental Incendie Secours
SEI : Source Electrique Indépendante
SFH : Source de neutrons Froids Horizontale
SFV : Source de neutrons Froids Verticale
SMHV : Séisme Maximum Historiquement Vraisemblable
SMS : Séisme Majoré de Sécurité
SSC : Structures, Systèmes et Composants
TCR : Tableau de Contrôle des Rayonnements
THE : Très Haute Efficacité
VN : Ventilation Normale
VS : Vanne de Sécurité
VTE : Vanne de Traversée d'Enceinte

Page : 273 Ind. 0	Rapport RHF n 399	 NEUTRONS FOR SCIENCE DIVISION REACTEUR
<i>Annexe 2</i> <i>Acronymes</i>	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA	

Organismes de recherche, sites industriels et autres :

AFPS: Association Française du génie ParaSismique

ASME : American Society of Mechanical Engineers

ASN : Autorité de Sûreté Nucléaire

CEA : Commissariat à l'Energie Atomique

CHRU : Centre Hospitalier Régional Universitaire

CNRS : Centre National de la Recherche Scientifique

EDF : Electricité de France

EMBL : European Molecular Biology Laboratory

ESRF : European Synchrotron Radiation Facility

GDF : Gaz de France

GEG : Gaz-Electricité de Grenoble

ILL : Institut Max von Laue - Paul Langevin

IRSN : Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire

LNCMI : Laboratoire National des Champs Magnétiques Intenses

LPSC : Laboratoire de Physique Subatomique et de Cosmologie

SICN : Société Industrielle des Combustibles Nucléaires