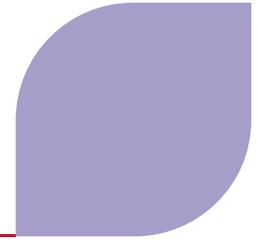




# Evaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires de base

Ce rapport fait suite à la décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 05 mai 2011 au regard de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Dalichi, consécutif aux catastrophes naturelles qui ont frappé le Japon en mars 2011.



---

# **Evaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires de base**

Site de La Hague

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 1/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

# Sommaire

CHAPITRE 1 REX FUKUSHIMA .....	13
1.1 Présentation succincte de l'événement .....	13
1.1.1 Une catastrophe naturelle majeure.....	13
1.1.2 L'impact sur les installations nucléaires.....	13
1.1.3 Des sur-accidents : les explosions d'hydrogène .....	15
1.1.4 La stabilisation de la situation.....	16
1.1.5 Les autres installations du site de Fukushima Daiichi.....	16
1.1.6 Les autres sites nucléaires .....	16
1.2 Retour d'expérience immédiat.....	17
1.2.1 Prévisibilité de l'événement naturel .....	17
1.2.2 L'agencement des installations de la plateforme de Fukushima Daiichi.....	18
1.2.3 L'accident nucléaire et les sur-accidents .....	18
1.2.4 La gestion de la situation.....	19
1.3 Transposition dans le domaine des installations du cycle du combustible.....	20
CHAPITRE 2 DESCRIPTION DU SITE ET DE SON ENVIRONNEMENT .....	23
2.1 Situation géographique .....	23
2.2 Environnement socio-économique du site.....	25
2.3 Description globale des activités et des installations du site.....	26
2.4 Accès au site .....	32
2.5 Climatologie .....	33
2.6 Topographie, Géologie, Hydrogéologie.....	36
2.6.1 Topographie .....	36
2.6.2 Géologie.....	36
2.6.3 Hydrogéologie et hydrologie.....	37
2.7 Sismicité : évaluation de l'aléa sismique pour le site .....	39
2.8 Hydrologie : évaluation de l'aléa inondation pour le site.....	41
CHAPITRE 3 DESCRIPTION GLOBALE DES ACTIVITES ET DES INSTALLATIONS DU SITE .....	42
3.1 Historique.....	42

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 2/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

3.2	Descriptions des installations .....	44
3.2.1	Présentation des INB .....	44
3.2.2	INB 116 .....	47
3.2.3	INB 117 .....	53
3.2.4	INB 118 .....	59
3.2.5	INB 33 .....	62
3.2.6	INB 38 .....	67
3.2.7	INB 47 .....	71
3.2.8	INB 80 .....	72
3.3	Organisation de l'établissement (en situation normale et en situation de crise) .....	74
3.3.1	Principe d'organisation .....	74
3.3.2	Les responsabilités en matière de sûreté .....	77
3.3.3	Le Plan d'Urgence Interne « PUI » .....	79
3.3.4	Le Plan Particulier d'Intervention « PPI » .....	80
3.4	Inventaire des matières radioactives et chimiques .....	81
3.4.1	Inventaire radiologique .....	81
3.4.2	Inventaire des réactifs chimiques .....	86
3.5	Inventaire des risques .....	88
3.5.1	Risques nucléaires .....	88
3.5.2	Présentation des moyens de préventions .....	89
3.5.3	Principes de prise en compte des agressions externes .....	94
3.6	Présentation des accidents PUI .....	94
3.6.1	Généralités .....	94
3.6.2	Moyens mis en œuvre par l'Etablissement .....	95
3.6.3	Critères d'enclenchement du PUI .....	98
3.6.4	Exemples de scénarios du PUI .....	98
3.7	Conformité de l'installation à son référentiel .....	99
3.7.1	Description de la méthode générale d'analyse de la conformité des installations .....	99
3.7.2	Maîtrise des phénomènes de vieillissement .....	102
CHAPITRE 4 EXAMEN DES SCENARIOS ACCIDENTELS .....		105
4.1	Description de l'état sûr des installations .....	105
4.2	Analyse des Installations du site .....	106
4.2.1	Analyse des scénarios des installations en exploitation .....	106
4.2.2	Analyse des scénarios des installations à l'arrêt .....	122
4.3	Description des événements redoutés .....	128

CHAPITRE 5 PROTECTION VIS-A-VIS DU SEISME.....	133
5.1 DONNEES DE CONCEPTION ET DE DIMENSIONNEMENT .....	133
5.1.1 Mouvement sismique de dimensionnement.....	133
5.1.2 Correspondance entre spectres et ateliers .....	135
5.2 IDENTIFICATION DES SYSTEMES, STRUCTURES ET COMPOSANTS CLES .....	139
5.2.1 Méthode d'identification.....	139
5.2.2 Piscines de combustibles usés – NPH et C, D, E .....	139
5.2.3 Entreposages PF.....	142
5.2.4 Autres installations .....	143
5.3 ANALYSE DE LA ROBUSTESSE DES INSTALLATIONS .....	143
5.3.1 Méthode d'analyse pour les bâtiments et ouvrages de génie civil.....	143
5.3.2 Méthode d'analyse pour les matériels .....	144
5.3.3 Analyse commune à l'ensemble des bâtiments et ouvrages.....	148
5.3.4 Piscines NPH – Bâtiment .....	157
5.3.5 Piscines NPH – Matériels .....	164
5.3.6 Piscines C, D, E - Bâtiment .....	169
5.3.7 Piscines C, D, E – Matériels .....	174
5.3.8 Bâtiments des groupes de sauvegarde, SSRE, SSBU, aéroréfrigérants des piscines ...	176
5.3.9 Matériels des groupes de sauvegarde, SSRE, SSBU, aéroréfrigérants des piscines : fonction de refroidissement .....	185
5.3.10 Entreposage de produits de fission – Bâtiment principal SPF6.....	187
5.3.11 Entreposages de produits de fission – Matériels du bâtiment principal SPF6 .....	190
5.3.12 Entreposages de produits de fission – Bâtiments des groupes de sauvegarde, SSRE, SSBU .....	194
5.3.13 Bassin des Moulinets .....	197
5.3.14 Bassin Ouest.....	199
5.3.15 Bâtiments de la FLS .....	201
5.3.16 Cuves de gazole de sauvegarde .....	206
5.3.17 Décanteuses Pendulaires Centrifuges T1/R1 .....	208
5.4 Identification des éléments aggravants .....	209
5.4.1 Incendie .....	209
5.4.2 Perte des alimentations électriques.....	209
5.4.3 Perturbations des conditions d'accès au site .....	209
5.5 Synthèse de l'analyse .....	210
CHAPITRE 6 PROTECTION VIS-A-VIS DE L'INONDATION .....	212

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 4/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

CHAPITRE 7 PROTECTION VIS-A-VIS DES AUTRES RISQUES NATURELS EXTREMES .....	213
7.1 Conditions météorologiques extrêmes liées à l'inondation .....	213
7.1.1 Données de conception et de dimensionnement .....	213
7.1.2 Analyse du risque.....	216
7.1.3 Identification des structures, système et composant clés .....	217
7.1.4 Analyse de la robustesse des installations .....	218
7.1.5 Identification des éléments aggravants pour les scénarios .....	228
7.2 Cumul d'un séisme dépassant le séisme de dimensionnement et d'une inondation induite .....	228
7.3 Conditions météorologiques extrêmes liées au vent .....	229
7.4 Conditions météorologiques extrêmes liées à la neige.....	229
7.5 Conditions météorologiques liées à la foudre.....	230
CHAPITRE 8 PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES ET/OU DE LA SOURCE FROIDE.....	231
8.1 Perte de l'alimentation électrique .....	231
8.1.1 Poste P90.....	232
8.1.2 Distribution électrique d'UP2-400 .....	232
8.1.3 Distribution électrique d'UP2-800 et d'UP3-A .....	234
8.1.4 Opérations d'entretien et d'intervention .....	235
8.1.5 Robustesse des alimentations électriques.....	236
8.1.6 Evénements redoutés .....	236
8.1.7 Perte du système de rotation des DPC.....	237
8.2 Perte du système de refroidissement.....	238
8.2.1 Présentation des systèmes de refroidissement des piscines .....	239
8.2.2 Refroidissement des cuves d'entreposage des concentrats de produits de fission .....	244
8.3 Cumul des pertes de l'alimentation électrique et du système de refroidissement .....	250
8.3.1 Piscines d'entreposage de combustibles usés .....	250
8.3.2 Cas des autres équipements.....	255
CHAPITRE 9 GESTION DES ACCIDENTS GRAVES .....	261
9.1 DESCRIPTION DES SCENARIOS ENVISAGES .....	261
9.1.1 Piscines d'entreposage des combustibles usés.....	261
9.1.2 Entreposages de solutions de produits de fission.....	262
9.1.3 Entreposages de solutions de fines et de rinçages basiques.....	263
9.1.4 Entreposages d'oxyde de plutonium.....	264
9.1.5 Décanteuses Pendulaires Centrifuges.....	264
9.1.6 Cas des autres installations du site .....	264
9.1.7 Synthèse des besoins en situation de scénario aggravé .....	264

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 5/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

9.1.8	Stratégie de remédiation .....	266
9.2	Moyens d'intervention prévus sur le site .....	267
9.2.1	Description des moyens propres de l'organisation de crise PUI La Hague .....	268
9.2.2	Moyens d'accès au site .....	277
9.3	Prise en compte des éléments aggravants au niveau de la plateforme .....	277
CHAPITRE 10 CONDITIONS DE RECOURS AUX ENTREPRISES PRESTATAIRES.....		280
10.1	Politique industrielle .....	280
10.1.1	Orientations générales .....	280
10.1.2	Faire ou faire faire .....	281
10.1.3	Champ des activités sous-traitées.....	282
10.1.4	Politique Achats.....	283
10.1.5	Données quantifiées.....	283
10.2	Processus Achats .....	285
10.2.1	Evaluation a priori.....	286
10.2.2	Analyse de risque et (pré)sélection.....	287
10.2.3	Modalités de choix.....	288
10.2.4	Suivi de réalisation et surveillance.....	289
10.2.5	Notation et suivi.....	291
10.3	Conditions d'intervention des prestataires.....	292
10.3.1	Référentiel groupe et déclinaison opérationnelle .....	292
10.3.2	Sensibilisation, formation, habilitation.....	294
10.3.3	Conditions d'intervention .....	295
10.3.4	Organisation et résultats en matière de radioprotection.....	296
10.3.5	Résultats en matière de sécurité .....	298
10.4	Conclusion/Evaluation du recours à des prestataires pour renforcer les équipes de l'établissement de La Hague engagées à gérer une situation accidentelle aggravée .....	299
CHAPITRE 11 CONCLUSION.....		300
GLOSSAIRE .....		303

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 6/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## Table des illustrations

FIGURE 1 – SITUATION GEOGRAPHIQUE DU SITE .....	24
FIGURE 2 – REPARTITION DE LA POPULATION DANS UN RAYON DE 50 KM AUTOUR DE L'ETABLISSEMENT .....	25
FIGURE 3 – PRINCIPALES ETAPES DE TRAITEMENT DES COMBUSTIBLES USES.....	27
FIGURE 4 – PERIMETRE DES INB DE L'ETABLISSEMENT AREVA LA HAGUE.....	29
FIGURE 5 – FREQUENCE DES DIRECTIONS DU VENT POUR L'ANNEE 2010 (EN %).....	34
FIGURE 6 – SPECTRE DE DIMENSIONNEMENT DE LA HAGUE.....	40
FIGURE 7 – SCHEMA DES FONCTIONS DE L'INB 116 .....	48
FIGURE 8 – SCHEMA DES FONCTIONS DE L'INB 117 .....	54
FIGURE 9 – SCHEMA DES FONCTIONS DE L'INB 118 .....	60
FIGURE 10 – PROCEDES MIS EN ŒUVRE EN EXPLOITATION AU NIVEAU DES DIFFERENTS BATIMENTS DE L'INB 33.....	63
FIGURE 11 – PROCEDES MIS EN ŒUVRE AU NIVEAU DES DIFFERENTS ATELIERS DE L'INB 8072	
FIGURE 12 – ORGANIGRAMME DE L'ETABLISSEMENT DE LA HAGUE .....	75
FIGURE 13 – PRINCIPE DU CONFINEMENT : LES DEUX SYSTEMES ET LE CONFINEMENT DYNAMIQUE.....	90
FIGURE 14 – LOGIGRAMME GENERAL D'ENCLENCHEMENT DU PUI.....	96
FIGURE 15 – PERTE DE REFROIDISSEMENT DES PISCINES.....	131
FIGURE 16 – PERTE DE REFROIDISSEMENT ET D'ALIMENTATION EN AIR DE DILUTION DE L'HYDROGENE DE RADIOLYSE DES ENTREPOTS DE CONCENTRATS DE PRODUITS DE FISSION, DE FINES ET DE SOLUTIONS DE RINÇAGES BASIQUES	132
FIGURE 17 – SPECTRE DE DIMENSIONNEMENT SDD 1976 A 0,10 G ET 0,15 G A 5 % D'AMORTISSEMENT .....	133
FIGURE 18 – SPECTRE DE DIMENSIONNEMENT SDD 1979 A 5 % D'AMORTISSEMENT.....	134
FIGURE 19 – SYSTEME DE REFROIDISSEMENT DES PISCINES C, D, E .....	140
FIGURE 20 – COMPARAISON DES SEISMES DE DIMENSIONNEMENT ET DU SEISME DE REFERENCE DU SITE .....	149
FIGURE 21 – COURBE EFFORT-DEFORMATION D'UN MUR .....	150

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 7/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

FIGURE 22 – ECHANTILLON DE MUR DE 0,20 × 3 × 1,2 M DES ESSAIS SAFE AU MUR DE REACTION DU CENTRE EUROPEEN D'ISPR	150
FIGURE 23 – ESSAIS SAFE - RELATION ENTRE LA DISTORSION MAXIMUM PENDANT L'ESSAI ET LA LARGEUR RESIDUELLE DES FISSURES	152
FIGURE 24 – SPECTRES EN FREQUENCE-ACCELERATION	154
FIGURE 25 – SPECTRES EN FREQUENCE-DEFORMATION	154
FIGURE 26 – COURBE EFFORT-DEFORMATION (OU ACCELERATION-DEFORMATION) D'UN BATIMENT ET SPECTRES DE SEISME EN DEFORMATION / ACCELERATION POUR DIFFERENTES MAGNITUDES	155
FIGURE 27 – EXTRAIT DU PLAN MASSE	157
FIGURE 28 – IMPLANTATION DES CANAUX DE TRANSFERTS ENTRE PISCINE D ET LES ATELIERS T1 ET T0	171
FIGURE 29 – IMPLANTATION SSBU 2101 DANS BLOC TRAITEMENT PISCINE C	176
FIGURE 30 – IMPLANTATION SSBU 2104 DANS BLOC A T0	180
FIGURE 31 – IMPLANTATION SSBU 2105 DANS BLOC ANNEXE PISCINE E	181
FIGURE 32 – IMPLANTATION DU BARRAGE	197
FIGURE 33 – COUPE TRANSVERSALE DU BARRAGE	197
FIGURE 34 – VUE EN PLAN BASSIN OUEST	199
FIGURE 35 – COUPE LONGITUDINALE BASSIN OUEST	199
FIGURE 36 – COUPE TRANSVERSALE BASSIN OUEST	200
FIGURE 37 – VUE D'ENSEMBLE DE L'INSTALLATION	206
FIGURE 38 – VUE DU BARRAGE DES MOULINETS	212
FIGURE 39 – PRINCIPAUX BASSINS VERSANTS DU SITE DE LA HAGUE	214
FIGURE 40 – SCHEMA DE PRINCIPE DE LA STRUCTURATION DU RESEAU D'EP	215
FIGURE 41 – STRUCTURATION ANTENNE	216
FIGURE 42 – BATIMENT SSRE 4300	219
FIGURE 43 – BATIMENT SSBU 4312	220
FIGURE 44 – BATIMENT SSBU 4302 ET GROUPES DE SAUVEGARDE GE1 ET GE2	221
FIGURE 45 – BATIMENT SSRE 2100	222
FIGURE 46 – BATIMENTS SSBU 2101 ET 2105	223

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 8/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

FIGURE 47 – BATIMENT SSBU 2102 ET GROUPES DE SAUVEGARDE GE10 ET GE11.....	224
FIGURE 48 – BATIMENT SSBU 2104 .....	225
FIGURE 49 – BATIMENT 501-9.....	226
FIGURE 50 – ARCHITECTURE DE LA DISTRIBUTION DE L'ENERGIE ELECTRIQUE DE L'ETABLISSEMENT AREVA LA HAGUE.....	231
FIGURE 51 – SCHEMA DE PRINCIPE DU REFROIDISSEMENT DES PISCINES.....	239
FIGURE 52 – PRINCIPE D'INTERCONNEXION DES RESEAUX DES BOUCLES DE REFROIDISSEMENT DES PISCINES C, D ET E.....	241
FIGURE 53 – SCHEMA DE PRINCIPE DU REFROIDISSEMENT DES ENTREPOSAGES.....	244
FIGURE 54 – SCHEMA DE PRINCIPE DE DISTRIBUTION EN EAU DE REFROIDISSEMENT.....	245
FIGURE 55 – COMPORTEMENT DES GAINES EN FONCTION DE LA TEMPERATURE.....	251
FIGURE 56 – CINETIQUE D'EVOLUTION DE LA HAUTEUR D'EAU .....	253
FIGURE 57 – AUGMENTATION DU DED DIRECT AU-DESSUS DE LA PISCINE D .....	254
FIGURE 58 – DELAIS MINIMAUX D'ATTEINTE DES PHENOMENES LIES A LA PERTE TOTALE DES SYSTEMES DE REFROIDISSEMENT DU SITE DANS UN SCENARIO HYPOTHETIQUE .....	256
FIGURE 59 – DELAIS MINIMAUX D'ATTEINTE DU SEUIL D'INFLAMMABILITE DE L'HYDROGENE LIES A UNE PERTE TOTALE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES DU SITE DANS UN SCENARIO HYPOTHETIQUE.....	258
FIGURE 60 – SCHEMA DE PRINCIPE DE LA PRODUCTION D'AIR DE DILUTION DE L'HYDROGENE DE RADIOLYSE DANS T2 .....	259
FIGURE 61 – LOCAUX UTILISES PAR L'ORGANISATION DE CRISE.....	270
FIGURE 62 – PANORAMA DES ACTIVITES SUR L'ETABLISSEMENT AREVA DE LA HAGUE .....	282
FIGURE 63 – REPARTITION GEOGRAPHIQUE DES PRESTATAIRES LOCAUX.....	284

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 9/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## Table des tableaux

LISTE DES INB.....	28
TABLEAU 1 - LISTE DES INB DE L'ETABLISSEMENT AREVA LA HAGUE .....	28
TABLEAU 2 - ICPE SOUMISES AU REGIME D'AUTORISATION DE L'ETABLISSEMENT AREVA LA HAGUE.....	31
TABLEAU 3 - PARAMETRES DES SEISMES DE 1889 ET 1926.....	40
TABLEAU 4 - DETAIL DES INB A L'ARRET .....	45
TABLEAU 5 - DETAIL DES INB EN EXPLOITATION.....	46
TABLEAU 6 - INVENTAIRE RADIOLOGIQUE DE L'INB 33.....	81
TABLEAU 7 - INVENTAIRE RADIOLOGIQUE DE L'INB 38.....	82
TABLEAU 8 - INVENTAIRE RADIOLOGIQUE DE L'INB 47.....	83
TABLEAU 9 - INVENTAIRE RADIOLOGIQUE DE L'INB 80.....	83
TABLEAU 10 - INVENTAIRE RADIOLOGIQUE DE L'INB 116.....	84
TABLEAU 11 - INVENTAIRE RADIOLOGIQUE DE L'INB 117.....	85
TABLEAU 12 - INVENTAIRE RADIOLOGIQUE DE L'INB 118.....	85
TABLEAU 13 - INVENTAIRE DES ENTREPOSAGES EXTERIEURS DE REACTIFS CHIMIQUES .....	86
TABLEAU 14 - ENTREPOSAGE DES REACTIFS CHIMIQUES DES INB.....	88
TABLEAU 15 – RISQUE THERMIQUE - DELAIS AVANT INTERVENTION DE REMEDIATION .....	116
TABLEAU 16 – RISQUE DE RADIOLYSE - DELAI D'ATTEINTE DES 4 % AVANT INTERVENTION DE REMEDIATION.....	120
TABLEAU 17 - CORRESPONDANCE SDD – PGA INTENSITE MACROSISMIQUE .....	134
TABLEAU 18 - CORRESPONDANCE ENTRE SPECTRES DE DIMENSIONNEMENT ET ATELIERS	138
TABLEAU 19 - CORRESPONDANCE ENTRE LA MAGNITUDE ET LA LONGUEUR DE RUPTURE..	144
TABLEAU 20 - CORRESPONDANCE ENTRE LE COEFFICIENT DE ROBUSTESSE ET LA MAGNITUDE EN FONCTION DE LA FREQUENCE (D = 15 KM ET AMORTISSEMENT 5%).....	147
TABLEAU 21 - COMPARAISON DES EFFORTS DE CISAILLEMENT MAXIMAUX TROUVES LORS DES ESSAIS AVEC CEUX ESTIMES PAR LA FORMULE DE FOURE (0,65 FT + 1,2 QV.FE) .....	152

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 10/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

TABLEAU 22 - SPECTRES EN FREQUENCE-ACCELERATION ET FREQUENCE-DEFORMATION POUR DIFFERENTES MAGNITUDES .....	153
TABLEAU 23 - EXEMPLE DE CORRESPONDANCE MAGNITUDE - PGA INTENSITE MACROSISMIQUE.....	153
TABLEAU 24 - PARAMETRES PRINCIPAUX DU BLOC A1 .....	158
TABLEAU 25 - PARAMETRES PRINCIPAUX DU BLOC A2.....	159
TABLEAU 26 - PARAMETRES PRINCIPAUX DU BLOC A3.....	159
TABLEAU 27 - PARAMETRES PRINCIPAUX DU BLOC A4.....	160
TABLEAU 28 - SYNTHESE DE L'ANALYSE ATELIER NPH.....	163
TABLEAU 29 - PARAMETRES PRINCIPAUX DU BATIMENT PISCINE C .....	169
TABLEAU 30 - PARAMETRES PRINCIPAUX DU BATIMENT PISCINE D .....	169
TABLEAU 31 - PARAMETRES PRINCIPAUX DU BATIMENT PISCINE E.....	170
TABLEAU 32 - SYNTHESE PISCINES C, D, E.....	173
TABLEAU 33 - LISTE DES SSBU ET SSRE ASSOCIEES AUX INSTALLATIONS DE REFROIDISSEMENT DES PISCINES.....	176
TABLEAU 34 - PARAMETRES PRINCIPAUX DE LA SSBU 2102 .....	177
TABLEAU 35 - PARAMETRES PRINCIPAUX DES GD SSBU 2102.....	178
TABLEAU 36 - PARAMETRES PRINCIPAUX DES RESERVOIRS FUEL SSBU 2102 .....	179
TABLEAU 37 - PARAMETRES PRINCIPAUX DE LA SSBU 2104 – BLOC A T0 .....	180
TABLEAU 38 - PARAMETRES PRINCIPAUX DE LA SSRE 2100 .....	182
TABLEAU 39 - SYNTHESE DES BATIMENTS GROUPES DE SAUVEGARDE, SSRE, SSBU ET AEROREFRIGERANTS DES PISCINES.....	184
TABLEAU 40 - PARAMETRES PRINCIPAUX DU BATIMENT SPF6 .....	187
TABLEAU 41 - PARAMETRES PRINCIPAUX DU BATIMENT SPF6 .....	189
TABLEAU 42 - PARAMETRES PRINCIPAUX DU LOCAL ELECTRIQUE ANNEXE .....	194
TABLEAU 43 - PARAMETRES PRINCIPAUX DE LA SSBU 4312 .....	195
TABLEAU 44 - ENTREPOSAGE PF : SYNTHESE SSRE, SSBU ET LOCAL ANNEXE.....	196
TABLEAU 45 - LISTE DES BATIMENTS FLS .....	201
TABLEAU 46 - PARAMETRES PRINCIPAUX DES BATIMENTS FLS 3030 ET 3032.....	202
TABLEAU 47 - PARAMETRES PRINCIPAUX DES BATIMENTS FLS 3031 .....	203

TABLEAU 48 - PARAMETRES PRINCIPAUX DES BATIMENTS FLS 3033 .....	203
TABLEAU 49 - SYNTHESE BATIMENTS FLS .....	205
TABLEAU 50 - SYNTHESE CUVES DE GAZOLE DE SAUVEGARDE .....	207
TABLEAU 51 - LISTE DES SSRE, SSBU ET GROUPES DE SAUVEGARDE .....	217
TABLEAU 52 - SYNTHESE DE L'ANALYSE DES BATIMENTS VIS-A-VIS DU RISQUE D'INONDATION .....	227
TABLEAU 53 - EQUIPEMENTS DU SYSTEME DE REFROIDISSEMENT DES PISCINES C, D, E ....	240
TABLEAU 54 - EQUIPEMENTS PISCINES C, D, E REALIMENTES PAR LES GROUPES DE SAUVEGARDE.....	242
TABLEAU 55 - EQUIPEMENTS DU SYSTEME DE REFROIDISSEMENT DES PISCINE NPH.....	242
TABLEAU 56 - FONCTIONNEMENT NORMAL : PUISSANCE THERMIQUE EVACUEE ET EQUIPEMENTS EN SERVICE DE CNRS .....	246
TABLEAU 57 - FONCTIONNEMENT DE SAUVEGARDE : PUISSANCE THERMIQUE EVACUEE ET EQUIPEMENTS EN SERVICE DE CNRS .....	246
TABLEAU 58 - EQUIPEMENTS EN SERVICE POUR LE REFROIDISSEMENT DES ENTREPOSAGES DES ATELIERS SPF5 ET 6.....	247
TABLEAU 59 - FONCTIONNEMENT NORMAL : PUISSANCE THERMIQUE EVACUEE ET EQUIPEMENTS EN SERVICE DE T2 .....	248
TABLEAU 60 - FONCTIONNEMENT DE SAUVEGARDE : PUISSANCE THERMIQUE EVACUEE ET EQUIPEMENTS EN SERVICE DE T2 .....	248
TABLEAU 61 - CARACTERISTIQUES DES PISCINES D'ENTREPOSAGE .....	252
TABLEAU 62 - ETAPES DU SCENARIO AGGRAVE EN CAS DE PERTE DU SYSTEME DE REFROIDISSEMENT .....	253
TABLEAU 63 – SCENARIO AGGRAVE - LISTE DES ACTIONS DE REMEDIATION A REALISER POTENTIELLEMENT DANS LES 48 H .....	265
TABLEAU 64 - REPARTITION DES PRESTATIONS SOUS-TRAITEES.....	284
TABLEAU 65 - BILAN DOSIMETRIQUE ANNUEL .....	298
TABLEAU 66 – TAUX DE FREQUENCE ANNUEL DES ACCIDENTS DU TRAVAIL.....	298

# CHAPITRE 1

## REX FUKUSHIMA

---

### 1.1 Présentation succincte de l'événement

#### 1.1.1 Une catastrophe naturelle majeure

Le 11 mars 2011 à 14h46 en heure locale, une rupture sismique de très grande ampleur s'initie sur le plan de subduction qui exprime le contact et le glissement relatif des plaques tectoniques Pacifique et Asie au large de l'île d'Honshu au Japon. Un séisme de magnitude 9 affecte alors toute la côte Nord Est de l'île, sur une longueur de plusieurs centaines de kilomètres. Le déplacement des fonds marins au dessus du plan de subduction provoque un tsunami : une vague d'une dizaine de mètres de hauteur au contact de la côte déferle sur la zone littorale directement exposée. Le port de Sendai est particulièrement touché par l'événement.

L'événement sismique et le tsunami associé font plus de 27 000 victimes. La destruction des zones résidentielles littorales conduit à de nombreux réfugiés sans abri. Ces deux événements naturels provoquent une interruption généralisée du système d'alimentation électrique de la zone, une destruction des moyens de communication d'axe Nord Sud longeant la zone littorale et du port de Sendai. De nombreux dommages affectent les différentes usines construites le long de la côte (raffineries, équipements électroniques). Quelques ouvrages hydrauliques ruraux, dans l'arrière pays, sont endommagés par l'événement sismique.

Sur les cent dernières années d'observation sismique, cet événement du Tohoku est classé au niveau mondial dans les dix plus forts événements enregistrés, qui sont tous des séismes créés par les zones de subduction majeures du globe. La longueur inusuelle de la rupture implique un temps de propagation significatif de cette rupture depuis son point d'initialisation (foyer) et une durée de plusieurs minutes de la phase forte des ondes sismiques induites. Les accélérations mesurées tout le long du littoral sont de l'ordre de 5 à 8 m/s<sup>2</sup>, avec des valeurs ponctuelles enregistrées très élevées dans la région de Sendai.

#### 1.1.2 L'impact sur les installations nucléaires

Six sites nucléaires sont situés sur la frange littorale nord-est de l'île d'Honshu. A partir de l'extrémité nord de la côte, Rokkasho Mura, Higashidori, Onagawa, Fukushima Daiichi, Fukushima Daini et Tokai sont concernés par l'événement sismique et par ses conséquences.

Quinze réacteurs nucléaires sur cinq sites sont concernés, principalement de type réacteur à eau bouillante (REB ou BWR). Le site de Fukushima Daiichi comporte 6 réacteurs à eau bouillante. Chacun de ces réacteurs est associé à une piscine de désactivation des combustibles usés. Au moment des événements, les réacteurs 1, 2 et 3 de ce site sont en production à puissance nominale. Les trois autres réacteurs sont à l'arrêt et le cœur du réacteur 4 est déchargé dans sa piscine de désactivation.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 13/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les réacteurs nucléaires japonais sont équipés d'un arrêt d'urgence automatique, sur détection de l'arrivée des ondes sismiques sur les sites concernés. Le bon fonctionnement de ces dispositifs a conduit à l'arrêt immédiat des réacteurs qui étaient en phase de production. Dans cette configuration et compte tenu de la perte généralisée des alimentations électriques externes, la fonction de refroidissement des réacteurs nucléaires à l'arrêt doit être assurée par les moyens de sauvegarde prévus à cet effet pour chaque réacteur, permettant l'évacuation de la chaleur résiduelle par circulation forcée d'eau et échange thermique avec une source froide.

Sur le site de Fukushima Daiichi, le tsunami submerge complètement la plateforme de la centrale nucléaire. La vague qui s'élève à 4 mètres de hauteur au-dessus de la plateforme des réacteurs 1 à 4 submerge l'ensemble des installations situées à la périphérie des bâtiments réacteurs et des bâtiments turbine. L'impact de la vague est suffisant pour détruire un certain nombre d'équipements vitaux assurant ou participant à la fonction de refroidissement des réacteurs. Sur les unités les plus anciennes du site, une partie de ces équipements est directement à l'air libre : pompes de recirculation de l'eau de mer, réservoirs de fuel. L'eau de mer rentre dans les bâtiments turbine et vient envahir les sous-sols, où sont situés les diesels et des dispositifs de commande. La majorité des diesels utilisés sont refroidis à l'eau, quelques diesels étant refroidis à l'air. Ces équipements sont rendus inopérants par l'inondation des locaux.

En conséquence, les réacteurs nucléaires 1 à 4 perdent simultanément leurs capacités d'évacuation de la puissance résiduelle et toute source externe d'électricité. Les réacteurs 5 et 6 -situés un peu plus hauts- sont mieux protégés de l'onde de submersion. L'agencement de leur plateforme permet par ailleurs la préservation d'un diesel de sauvegarde refroidi à l'air, situé derrière les bâtiments principaux : ce diesel se trouve de fait mieux protégé de l'impact direct de la vague.

Les batteries d'ultime secours situées à l'intérieur des bâtiments assurent pendant quelques heures une alimentation électrique minimale des installations, avant d'arriver à leur limite d'épuisement. Dans les instants puis les heures qui suivent la submersion de la plateforme, les réacteurs perdent donc successivement la disponibilité de toute source d'énergie électrique nécessaire à la recirculation forcée des dispositifs de refroidissement, et l'accès à la source froide ultime assurée par l'océan Pacifique via les stations de pompage du site.

Des désordres majeurs sont alors pratiquement inévitables au niveau des réacteurs nucléaires eux-mêmes, par échauffement du cœur des réacteurs : détérioration des éléments combustibles, rupture de la première barrière de confinement constituée par les gaines en zirconium, libération des produits de fission volatils à l'intérieur du circuit primaire, et dégagement interne d'hydrogène. Une fusion plus ou moins complète de ces éléments est alors possible, associée à une montée de la pression interne dans la cuve du réacteur.

Dans ce cas de figure, la protection ultime des réacteurs BWR est assurée par des soupapes de décharge mettant en communication la cuve du réacteur avec l'enceinte de confinement et avec une zone de décharge de la vapeur d'eau (le tore inférieur). La protection ultime de l'enceinte de confinement elle-même est assurée par des vannes de décharge à l'extérieur, selon une procédure de rejets d'urgence concertés. Il est probable que la détérioration des cœurs dans les cuves des réacteurs par absence de refroidissement a été assez rapide : l'exploitant de la centrale considère que le réacteur n°1 a été fortement endommagé dès la première journée, et que les réacteurs n°2 et 3 ont été endommagés dans un délai de trois à quatre jours (accident grave de fusion des cœurs nucléaires).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 14/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 1.1.3 Des sur-accidents : les explosions d'hydrogène

La mise en œuvre des procédures de rejets d'urgence conduit à l'émission des gaz de produits de fission volatils (xénon, iode et césium principalement), mais aussi probablement de l'hydrogène gazeux produit par l'interaction à haute température entre le zirconium et l'eau. La non-maîtrise de la dispersion de l'hydrogène libéré par la fusion totale ou partielle des cœurs en réacteur apparaît être la cause directe des différentes explosions qui ont détruit les superstructures des bâtiments réacteurs situées au-dessus des enceintes de confinement, mettant à l'air libre les piscines de désactivation du combustible usé. Ces explosions ont conduit à des projections d'éléments divers (bardage, blocs de béton) et à un effondrement partiel ou complet des toitures, menaçant directement l'intégrité de ces piscines. La puissance des explosions résulte de la masse d'hydrogène mobilisée -de valeur inconnue aujourd'hui- et de la plus ou moins grande résistance des parois délimitant la zone soumise à l'explosion. Certains BWR au Japon sont équipés de parois soufflables permettant de limiter les surpressions d'explosion et de protéger ainsi les structures porteuses principales et l'enceinte de confinement du réacteur.

Pour le réacteur n°1, l'explosion a conduit au soufflage des bardages latéraux et de la toiture, l'ossature principale restant en place. La présence d'hydrogène dans la partie supérieure des superstructures est expliquée aujourd'hui par le blocage en position ouverte d'une vanne d'une portion de circuit de ventilation commune utilisée pour la ventilation d'urgence du confinement du réacteur.

Il n'y a pas eu d'explosion sur la tranche 2. La mise à l'air libre du hall supérieur a permis la dispersion de l'hydrogène.

Les photographies disponibles aujourd'hui montrent que les racks d'entreposage de la piscine du réacteur n°3 sont entièrement recouverts par des débris issus des éléments en béton armé du hall supérieur de ce bâtiment réacteur. Sur ce réacteur n°3, l'explosion est suffisamment violente pour endommager les dalles de protection radiologique situées au dessus du réacteur en fonctionnement : les intervenants éventuels ne sont plus alors protégés de l'irradiation directe du réacteur.

Les dégâts constatés sur la tranche 4 correspondent à une explosion dans les infrastructures du bâtiment réacteur. La structure externe de la piscine de désactivation des combustibles usés de la tranche n°4 est fortement endommagée, bien que son ossature métallique interne soit préservée. Les reconnaissances photographiques mettent en évidence une absence de dommages significatifs au niveau des combustibles entreposés dans cette piscine. L'exploitant met en avant un scénario de transfert d'hydrogène du réacteur n°3 vers le réacteur n°4 par des utilités communes. Une source d'irradiation complémentaire peut être liée à la diminution du niveau d'eau au-dessus des éléments combustibles entreposés dans les piscines, par effet de vague au moment du séisme, par perte d'étanchéité au niveau des batardeaux de liaison avec la zone au-dessus du réacteur lui-même ou par évaporation de l'eau.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 15/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 1.1.4 La stabilisation de la situation

Le rétablissement de la fonction de refroidissement des trois réacteurs endommagés a été obtenu provisoirement par injection directe en circuit ouvert d'eau de mer dans une première phase, puis d'eau douce. L'utilisation d'un circuit ouvert résulte de l'ensemble des contraintes imposées par la situation : faible accessibilité aux installations du fait des émissions radioactives, défaillance des circuits et vannes, perte d'étanchéité des cuves. Ce dispositif de secours est utilisé pendant plusieurs mois après l'accident. Il en résulte une accumulation d'eau dans les zones basses des installations (bâtiment réacteur et bâtiment turbine), ainsi que dans différentes galeries de liaison. Ces eaux en circuit ouvert sont au contact direct des cœurs sévèrement endommagés : elles dispersent donc dans l'ensemble des infrastructures des matières radioactives dissoutes ou entraînées. Ces eaux sont maintenant décontaminées depuis début juin par une station de traitement dédiée installée après l'accident sur le site.

#### 1.1.5 Les autres installations du site de Fukushima Daiichi

Le site de Fukushima Daiichi abrite aussi une piscine d'entreposage long terme de combustibles usés. Ces combustibles sont moins actifs thermiquement que les combustibles qui viennent d'être extraits des réacteurs. Ils sont en attente de prise en charge par la filière prévue à cet effet par le Japon. Située à proximité des réacteurs nucléaires n° 1 à 4 du site, cette installation a perdu comme les quatre réacteurs voisins son alimentation électrique lors des événements. Néanmoins, l'inertie thermique de cette piscine d'entreposage long terme est nettement plus importante, au regard de la puissance thermique résiduelle des éléments combustibles entreposés. Lorsque la fonction de refroidissement thermique a été restaurée par l'exploitant avec l'alimentation électrique (sous un délai de deux semaines), l'échauffement de l'eau de cette piscine restait sous contrôle. Cette installation n'a donc pas contribué à l'accident nucléaire.

Sur le site, l'exploitant a construit très récemment un centre de crise rénové, prenant en compte le retour d'expérience de l'événement de Kashiwasaki-Kariwa en 2007 en la matière. Ce bâtiment neuf a été conçu sur appuis anti-sismiques, et il est localisé en hauteur sur la plateforme générale du site. Ces deux caractéristiques ont contribué au maintien totalement opérationnel de ce centre de crise sur site, qui constitue le poste de commandement de l'ensemble du dispositif de gestion de la situation sur le site après l'accident.

#### 1.1.6 Les autres sites nucléaires

Les autres sites nucléaires présents sur la cote nord-est ont été concernés par les vibrations sismiques à des niveaux variables en fonction de leur éloignement, mais peu ou pas par le tsunami. Ces installations ont aussi perdu leur alimentation électrique externe, mais ont globalement toujours conservé une capacité minimale électrique de sauvegarde interne. Le site d'Onagawa est le site le plus proche du foyer du séisme. Il a été affecté par une réplique sismique de magnitude 7 à proximité immédiate du site le 7 avril. Cette réplique a conduit à la perte de deux des trois lignes électriques externes qui venaient d'être rétablies pour assurer l'alimentation de ce site. Ces dommages successifs à l'alimentation électrique de ce site, du fait des vibrations sismiques lors de l'événement principal ou lors de la réplique, n'ont pas eu de conséquences majeures en termes d'événement nucléaire.

Les raisons qui peuvent expliquer la survenue de l'accident nucléaire majeur de Fukushima Daiichi doivent donc être aussi recherchées dans les différences objectives entre les différents sites nucléaires affectés.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 16/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 1.2 Retour d'expérience immédiat

La compréhension fine de l'ensemble des événements liés à l'accident nucléaire de Fukushima prendra certainement plusieurs années, même si de nombreuses informations ont déjà été mises à disposition à cette fin par les diverses entités japonaises impliquées : la complexité du déroulement des événements est probablement bien plus importante que ce que nous sommes en mesure d'appréhender aujourd'hui, de nombreux détails ayant pu avoir un rôle dans la succession et la causalité précise des événements.

D'un point de vue strictement technique, certaines informations ne seront accessibles que lorsque des investigations détaillées de l'état des équipements et de leur contenu seront possibles. Par exemple, ceci est aujourd'hui irréalisable pour les enceintes de confinement et les cuves des réacteurs sur le site. Cette analyse détaillée permettra notamment de mieux identifier ce qui est spécifique à l'aménagement global du site de Fukushima ou ce qui résulte de la conception des différents réacteurs BWR présents sur le site.

De même, les organisations mises en œuvre pour gérer un tel événement dans le contexte général d'une crise majeure de sécurité civile sont spécifiques à chaque pays, et difficilement transposables en dehors du contexte social, politique et culturel de celui-ci : notre compréhension des modes de fonctionnement de l'ensemble du dispositif de gestion opérationnelle de cette crise sera toujours partielle du fait de ce prisme culturel.

### 1.2.1 Prévisibilité de l'événement naturel

La première cause identifiable de l'événement est bien entendu l'événement naturel lui-même, un séisme majeur suivi d'un tsunami. La question de la « prévisibilité » de ces événements naturels est bien évidemment fondamentale, cette question n'ayant pas nécessairement la même réponse au milieu des années 60 lors de la conception initiale du site, et plusieurs décennies plus tard. La subduction au large du Japon est depuis très longtemps associée à un risque sismique majeur potentiel au niveau mondial. Le niveau de l'aléa sismique vibratoire a été plusieurs fois réévalué -et accru- pour le site au fur et à mesure de l'acquisition des connaissances, sans remettre en cause le fonctionnement des installations. L'effet principal d'un accroissement de la magnitude au-delà de ce qui était attendu par les sismologues japonais est plutôt à trouver dans l'allongement de la durée de la sollicitation sismique et non dans une augmentation des valeurs maximales d'accélération, du fait des phénomènes de saturation et des effets d'éloignement relatif d'une partie de la rupture. Les effets directs vibratoires sur site du séisme ne semblent pas en l'état des informations disponibles une cause fondamentale des événements, même si il sera difficile d'exclure la contribution d'une défaillance localisée d'un équipement particulier.

**Les accélérations enregistrées ne sont pas significativement différentes des niveaux considérés dans les différentes réévaluations du risque présentées par l'exploitant.**

Le détail des enregistrements sismiques montre une réponse probablement un peu différente des ouvrages principaux. Des tassements des plateformes périphériques ont pu participer à une dégradation des équipements extérieurs, et à la fissuration des galeries qui ont été plus tardivement envahies par les eaux polluées. Le retour d'expérience préalable acquis sur l'événement de 2007 ayant affecté la centrale de Kashiwasaki-Kariwa rend crédible cette assertion. Par ailleurs à très grande échelle, le mouvement de l'ensemble de l'île d'Honshu a pu abaisser le niveau altimétrique absolu de la côte par rapport au niveau moyen de l'océan, diminuant la protection contre le tsunami. Sur une base historique récente, les spécialistes japonais en la matière considèrent aujourd'hui que des tsunamis d'une importance comparable ont déjà affecté la cote Nord-Est de l'île d'Honshu. L'utilité de travaux de protection complémentaire de la plateforme semble avoir été identifiée avant l'événement.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 17/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

**La période de retour associée à un tel événement naturel majeur sur la côte Est du Japon ne semble pas excéder un millénaire au plus. A ce titre, l'événement naturel ne semble pas être techniquement imprévisible, et pouvait être pris en compte dans les analyses de sûreté des installations.**

On peut noter par ailleurs que les dispositifs d'alerte tsunami ont fonctionné, et que tous les personnels présents sur la plateforme se sont mis à l'abri de l'inondation, ce qui n'a malheureusement pas été le cas dans les zones résidentielles dans la zone de Sendai ou de Soma au Nord.

### **1.2.2 L'agencement des installations de la plateforme de Fukushima Daiichi**

La majeure partie des dispositifs de sauvegarde des réacteurs était directement exposée au risque de submersion : à cet égard, **le niveau de calage en hauteur de la plateforme constituait la seule mesure de prévention retenue par rapport au risque de submersion.**

Cette mesure de prévention passive s'est avérée totalement insuffisante par rapport à l'importance du tsunami. En termes de défense en profondeur, les dispositions techniques retenues étaient donc peu robustes vis-à-vis du risque de submersion de la plateforme avec notamment des équipements à l'air libre, directement soumis à l'impact dynamique de la vague, sans écran. Une inondation frontale est bien plus dangereuse qu'une inondation par contournement et montée progressive du niveau des eaux. Le principe de défense en profondeur est la base de la conception des réacteurs nucléaires, depuis très longtemps : les installations concernées présentaient visiblement plusieurs lignes de défense par rapport à des initiateurs internes. C'est donc plus la déclinaison de ce principe à des initiateurs externes généralisés qui apparaît défailtante dans le cas d'espèce.

### **1.2.3 L'accident nucléaire et les sur-accidents**

L'arrêt instantané à chaud d'un réacteur à eau légère en production nécessite la disponibilité immédiate et continue d'une fonction de refroidissement active, assurée par différents moyens indépendants. **L'accident nucléaire de Fukushima provient de la perte quasi simultanée de tous les moyens prévus à cette fin, sur la base d'un initiateur unique, la submersion de la plateforme par une vague de grande énergie.**

Le déroulement d'ensemble de l'accident nucléaire compte tenu des connaissances disponibles pour les BWR apparaît prédictible avec les outils de modélisation actuels, avec un bon niveau de confiance, à partir de l'hypothèse d'une perte totale de la fonction de refroidissement après un arrêt à chaud. Certaines dispositions de mitigation d'un accident grave sont intégrées dans la conception de ce type de réacteur : capacité de décharge des surpressions dans la cuve des réacteurs, protection de l'enceinte de confinement par rapport à un risque d'explosion hydrogène dans les superstructures par exemple. On peut noter que l'exploitant indique une absence de réaction nucléaire entretenue dans les cuves de réacteur actuellement, sur la base des informations acquises par la détection neutronique périphérique. La fusion des éléments combustibles en cuve conduit à une géométrie incontrôlée et à des mélanges métalliques peu propices à cet effet, même si la quantité de matières nucléaires présente est suffisante à l'obtention d'une réaction entretenue. L'injection massive de bore dans l'eau de refroidissement visait aussi à cet objectif.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 18/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le délai associé au rétablissement de la fonction de refroidissement des cœurs ne pouvait pas excéder quelques dizaines d'heures. Par ailleurs, la présence de communications directes entre les réacteurs 1-2 et 3-4 et d'utilités communes comme les réseaux de ventilation semble avoir participé à la détérioration de la situation : la destruction du bâtiment réacteur n°4 peut être considérée comme un effet domino, alors que la perte des réacteurs n°1 à 3 est directement reliée au scénario de départ.

On peut noter qu'il n'y a pas eu de sur-accident ou d'effet domino dans les installations voisines du site, non liées aux réacteurs n°1 à 3 par des fonctions communes : l'indépendance de gestion opérationnelle locale des différentes installations sur un site en abritant plusieurs semble plutôt positive.

#### 1.2.4 La gestion de la situation

Dans la situation de crise généralisée de la région affectée par le tsunami, la mobilisation de moyens de secours et d'intervention complémentaires était nécessairement très difficile. La situation était de plus en plus complexe à traiter du fait des détériorations successives des installations pendant cinq jours. La situation « stabilisée » à partir du sixième jour reste précaire et non définitive en termes de sûreté : l'accident s'installe alors dans la durée, avec des risques permanents de dégradation complémentaire, soit du fait des très nombreuses répliques sismiques affectant toute la côte Est de l'île d'Honshu, soit d'une autre défaillance des dispositifs exceptionnels mis en œuvre.

**L'adéquation de la rapidité d'intervention par rapport à la cinétique de dégradation de la situation semble être un élément important du retour d'expérience, ainsi que la durée de mobilisation des moyens exceptionnels d'intervention nécessaires pour garder dans un équilibre inconfortable la situation telle qu'elle a pu être stabilisée.**

Une autonomie minimale des sites impactés est clairement indispensable, ce qui n'exclut pas l'utilité d'une capacité de projection de moyens complémentaires : les conditions d'intervention ou de présence sur site en situation d'accident grave sont clairement difficiles, mais cela reste le point de passage obligé de toute intervention et de l'acquisition des informations indispensables.

La situation résultant de l'accident est complexe et elle nécessite très clairement une capacité d'analyse et d'arbitrage importante entre diverses priorités : ceci n'est cependant pas inattendu, et des constatations similaires avaient suivi l'événement de Kashiwasaki-Kariwa.

L'organisation mise en œuvre pour gérer la situation doit évidemment être capable en temps réel de détecter et de gérer ces priorités, puisqu'il est illusoire de prétendre prévoir à l'avance le séquençage temporel d'une situation aussi complexe. Ceci est un principe de base de la gestion des situations d'urgence.

**La présence d'un centre de crise protégé sur le site est probablement un élément positif, qui participe pleinement à la gestion de la situation telle qu'elle est stabilisée aujourd'hui, en fournissant une base support avancée où transite plus de mille intervenants par jour.**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 19/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

La capacité à produire de l'information sur les conséquences des rejets pendant cette phase stabilisée est un élément externe de gestion de la situation : l'évolution de la situation dans les semaines qui suivent la phase de rejets est globalement bien connue des acteurs et intervenants. Dans le contexte d'un accident qui reste à cinétique relativement lente, la gestion des dispositions de protection des populations riveraines semble avoir atteint son but (mise à l'abri, évacuation décalée). Des cinétiques beaucoup plus rapides pourraient cependant être plus compliquées à gérer dans le cadre d'un événement naturel généralisé. Lors de l'événement de Kashiwasaki, la population de la ville avait été informée en temps réel de la situation de la centrale nucléaire par les dispositifs d'information prévus à cet effet. Dans le cas présent, dans un contexte visiblement beaucoup plus rural, très peu d'informations sont actuellement disponibles sur cet aspect de la gestion de l'événement.

### 1.3 Transposition dans le domaine des installations du cycle du combustible

La notion d'accident grave a été spécifiquement développée pour les réacteurs nucléaires, notamment pour structurer une démarche de défense en profondeur pertinente pour ce type d'installation. L'accident grave pour un réacteur est initié par la défaillance des dispositifs de protection prévus pour assurer le maintien des fonctions de sûreté fondamentales en situation d'accident : garantir l'arrêt de la réaction nucléaire, puis l'évacuation de la puissance thermique résiduelle.

Une défaillance des mécanismes de contrôle de la réaction nucléaire peut conduire à un accident à chaud (Tchernobyl). Une défaillance de la fonction d'évacuation de la puissance thermique résiduelle peut conduire à une fusion du cœur à l'arrêt (Fukushima). Dans les deux cas, le terme source radioactif est constitué par une fraction plus ou moins importante des matières radioactives, en fonction du niveau de dégradation des éléments combustibles. Les rejets potentiels dépendent du scénario d'accident et du dimensionnement des moyens de protection (enceinte de confinement).

La perception actuelle du déroulement de l'accident de Fukushima conduit à considérer une fusion totale ou significative de trois cœurs, libérant les produits de fission volatils normalement enfermés dans la gaine des combustibles, mais aussi ceux piégés dans les pastilles de combustible, du fait de la fusion de celles-ci. Ces produits volatils ont été dispersés dans l'installation ou relâchés lors des phases de rejets d'urgence. La fusion des cœurs a par ailleurs endommagé les cuves des réacteurs, entraînant une dispersion de matières radioactives solubles dans l'eau de refroidissement injectée en circuit ouvert, et répandue dans les sous-sols des installations. Un mécanisme de dispersion complémentaire dans les bâtiments est probablement lié à la perte d'étanchéité des circuits d'eau au-delà de la cuve elle-même, par exemple au niveau des vannes de décharge, sollicitées plusieurs fois après utilisation d'eau de mer. Dans ces conditions, la quantité de matières radioactives dans les rejets pouvait être significative, même si la cinétique de dispersion n'était pas instantanée.

La transposition de ce type de scénario dans le domaine des installations du cycle du combustible n'est pas immédiate.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 20/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les risques naturels sont présents à des niveaux divers sur tous les sites. Néanmoins aucun site nucléaire AREVA en France n'est concerné directement par un risque de tsunami. Le site du Tricastin apparaît spécifiquement sensible par rapport au risque d'inondation, dans la mesure où celle-ci pourrait affecter une grande surface sur le site, et résulter d'un effet induit par un séisme local, via des dommages induits sur les ouvrages exploités par la CNR. Pour les autres sites, il paraît exclu pour de simples raisons topographiques que ce scénario conduise seul à une agression généralisée directe des installations : ce type de scénario sera alors essentiellement caractérisé par des effets induits potentiels sur la disponibilité des alimentations électriques et des utilités nécessaires au refroidissement quand cela est pertinent. Les mécanismes contrôlant l'activité sismique en France métropolitaine sont très différents de ceux présents au niveau des limites des plaques tectoniques comme au Japon, et les taux de récurrence des événements plausibles sont très différents. Un séisme de très forte amplitude est donc nécessairement un événement très rare sur notre territoire, et il est de ce fait très difficile à caractériser faute d'observations disponibles. La probabilité que ce séisme très rare impacte directement une cible donnée du fait de sa localisation géographique est encore plus faible.

Les produits de fission volatils constituent le terme source principal des rejets atmosphériques constatés à Fukushima. Ils sont présents à l'aval du cycle du combustible, après utilisation de celui-ci dans les réacteurs. Ce type de risques concerne donc les entreposages de combustibles usés, et les activités de recyclage qui visent justement à isoler et confiner durablement dans des verres ces produits de fission. Pour réaliser ces activités, l'usine de La Hague abrite des capacités d'entreposage en piscine de combustibles usés et des capacités d'entreposage intermédiaire de produits de fission en solution, en complément des capacités de vitrification en ligne de ces produits de fission. Compte tenu du temps de refroidissement des combustibles, le xénon et l'iode ne sont plus les éléments radioactifs principaux présents : le césium et les actinides mineurs sont prépondérants. A l'amont du cycle du combustible, les dangers immédiats découlent d'abord de la nature des composés chimiques mis en œuvre, et plus précisément de l'usage sous des formes diverses de fluor. La notion d'accident grave doit donc être associée d'abord pour le cycle du combustible à un risque de dispersion d'une quantité importante de produits toxiques ou radioactifs, mettant en jeu des périmètres de dangers allant au-delà des aires identifiées dans les PPI.

Dans le cycle du combustible, il n'est jamais fait usage de la réaction nucléaire : les règles de sûreté-criticité impliquent l'existence de deux défaillances indépendantes pour envisager l'apparition éventuelle d'une réaction critique qui -dans la plupart des cas- serait autocontrôlée par éloignement immédiat des matières nucléaires à la source de l'accident. Un tel accident de criticité, même si ces effets locaux peuvent être très graves pour les travailleurs concernés, ne peut avoir que des effets très locaux, à l'échelle d'une pièce ou d'une installation. L'accident de criticité est donc d'abord dans le cadre de cette étude une source potentielle d'effets dominos (agression d'une activité voisine ou d'une fonction de confinement) et un obstacle complémentaire à la gestion d'une situation d'accident grave (accessibilité réduite).

L'état de repli sûr des installations du cycle du combustible repose très souvent sur des dispositions totalement passives, les enjeux d'évacuation d'une puissance thermique résiduelle n'étant présents qu'à l'aval du cycle du combustible. Les dispositions permettant d'arriver à cet état de repli sûr peuvent être très simples : dans de nombreux cas, il suffit de couper volontairement les alimentations électriques, quand la situation n'a pas conduit d'elle-même à cet état de fait. L'ensemble des vannes d'isolement se met alors en position sûre. La perte des alimentations électriques n'est donc un enjeu que pour les installations nécessitant des fonctions actives à long terme. Pour les installations non concernées en termes de sûreté, cet élément est pris en considération dans les scénarios d'intervention (absence d'éclairage et moyens d'intervention ou de surveillance autonomes en puissance électrique).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 21/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

La cinétique de déroulement des accidents est un élément important, associé ou non à la complexité des opérations à effectuer pour maîtriser autant que possible ses conséquences. Les installations de l'amont du cycle sont plutôt caractérisées par des cinétiques très rapides de dispersion potentielle de produits toxiques, la principale intervention de limitation des conséquences sur site étant de rabattre par des écrans d'eau les produits émis, et principalement l'acide fluorhydrique. Les installations de l'aval du cycle sont concernées par des cinétiques lentes au niveau des procédés. La notion de durée et de difficulté d'intervention est liée à la cinétique de l'accident envisagé : une cinétique très rapide peut en pratique induire une simplification drastique de la gestion de la situation post-accidentelle sur l'installation, par dispersion complète immédiate du terme source non maîtrisé.

Les installations du cycle du combustible utilisent régulièrement du gaz hydrogène, notamment pour former les oxydes métalliques nécessaires à la fabrication du combustible. Par ailleurs, des phénomènes de formation d'hydrogène par radiolyse de l'eau sous irradiation ou plus largement par radiolyse de matières hydrogénées sont fréquemment présents, avec des cinétiques de formation très lentes sous l'effet de la radioactivité des matières entreposées. Une production massive d'hydrogène suite à une oxydation du zirconium en présence de vapeur d'eau est possible, dans le cas d'un échauffement non maîtrisé des éléments combustibles irradiés entreposés en piscine, selon un mécanisme similaire à celui constaté lors des accidents des réacteurs de Three Mile Island et de Fukushima. La problématique des sur-accidents liés à la présence d'hydrogène est donc directement transposable dans un certain nombre d'installations du cycle du combustible, tout en prenant alors des formes différentes.

Une dispersion par voie liquide similaire à celle constatée à Fukushima résulterait essentiellement de la mise en œuvre des moyens d'intervention, notamment en cas d'incendie : un scénario d'inondation généralisée de cinétique lente ne serait pas associé à une destruction mécanique de tous les équipements contenant des matières toxiques ou radioactives.

Ces différents critères -termes sources significatifs, cinétique de l'événement, état de repli passif ou actif, présence d'hydrogène- sont pris en compte dans le choix des scénarios spécifiquement analysés dans chaque installation, les différentes conséquences d'une agression en mode commun de l'ensemble d'un site et de son environnement étant systématiquement prises en compte.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 22/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## CHAPITRE 2

# DESCRIPTION DU SITE ET DE SON ENVIRONNEMENT

---

### 2.1 Situation géographique

L'Etablissement AREVA La Hague est situé en bordure de mer dans la pointe Nord-Ouest de la presqu'île du Cotentin à 6 kilomètres du cap de La Hague, à 300 kilomètres à l'Ouest de Paris et à 20 km à l'Ouest de l'agglomération cherbourgeoise.

La pointe Nord-Ouest de la presqu'île du Cotentin constitue un cap rocheux d'environ 15 km de longueur et 5 à 6 km de largeur, son altitude moyenne est d'une centaine de mètres, elle décroît en pente douce vers le Nord-Ouest alors qu'elle se termine au Sud-Ouest par de hautes falaises : c'est le plateau de Jobourg. L'île anglo-normande d'Aurigny, distante de 16 km du cap de La Hague délimite avec ce dernier, le bras de mer appelé Raz Blanchard. La mer y est peu profonde (35 m au maximum).

Cette zone est constituée d'un plateau vallonné dominé par la croupe des Landes de Jobourg, où sont installés les bâtiments actuels de l'Etablissement. Le paysage est marqué par trois types d'occupation des terres :

- un milieu rural (bocages), où les parcelles ont souvent une taille inférieure à 1 hectare, occupé essentiellement par des prairies vouées à l'élevage bovin et ovin, où la structure de l'habitat est du type « village-rues », et habitations isolées,
- un paysage maritime de falaises rocheuses, de plages sableuses et de dunes, marqué par une végétation de landes d'ajoncs, bruyères et fougères, propice à la fréquentation touristique,
- enfin un paysage industriel (Etablissement AREVA La Hague), sur le point culminant de la croupe de Jobourg.

L'Etablissement, implanté au sommet du plateau de Jobourg, à 180 mètres d'altitude environ, en occupe le centre et couvre une superficie de 220 hectares d'un seul tenant, auxquels s'ajoutent 70 hectares au Sud et en contrebas, constituant une zone de liaison entre l'Etablissement et la mer.

Cette zone comporte une conduite de rejet et une retenue d'eau de 416 000 m<sup>3</sup> : le barrage des Moulinets.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 23/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

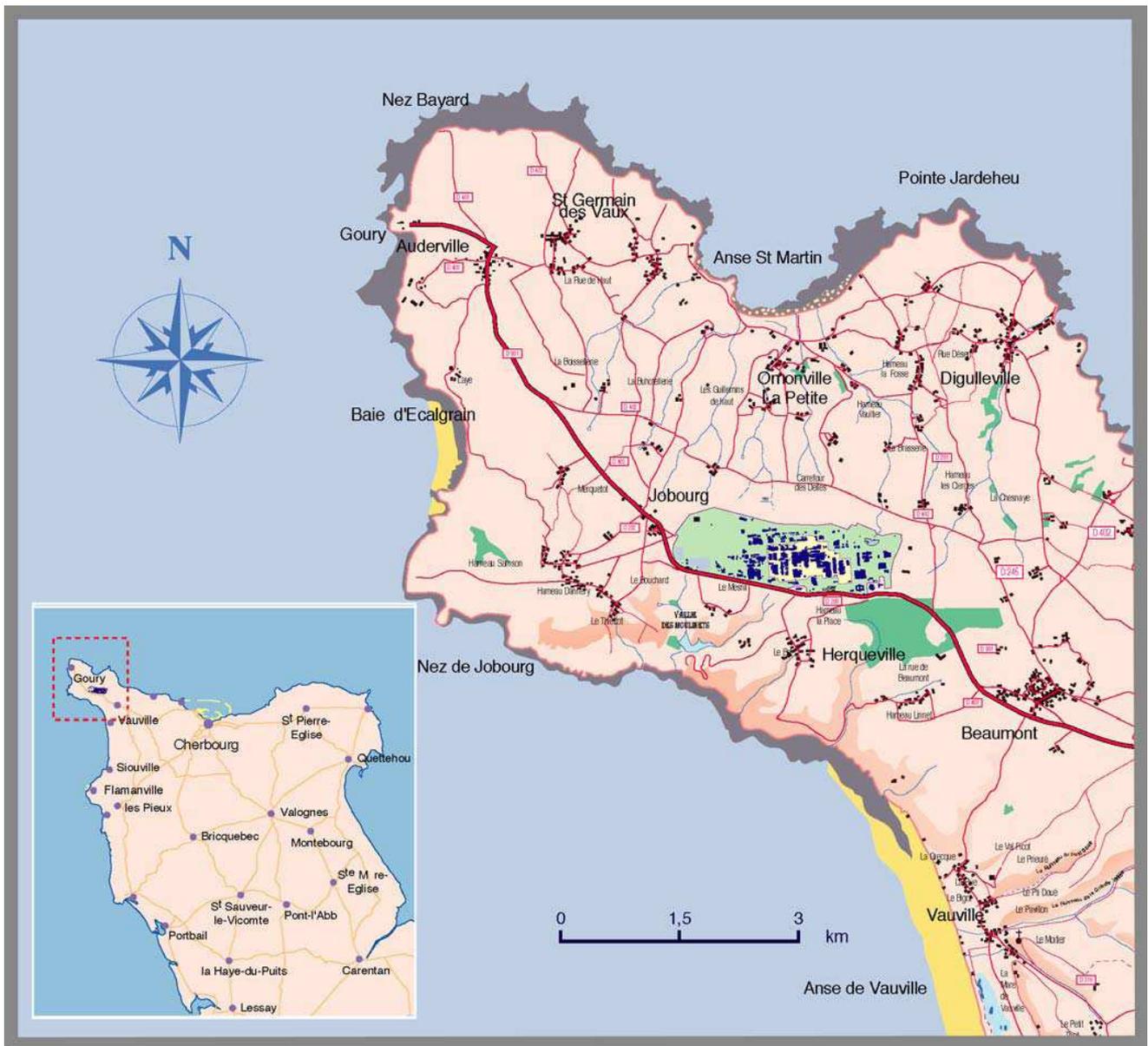


Figure 1 – Situation géographique du site

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 24/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 2.2 Environnement socio-économique du site

### Population

L'Établissement AREVA La Hague est implanté sur les communes de Digulleville, Jobourg, Omonville-La-Petite et Herqueville, dans le canton de Beaumont-Hague du département de la Manche par 49°40' de latitude Nord et 1°52' de longitude Ouest.

Avec une population de l'ordre de 1,5 millions d'habitants en 2008, dont environ 500 000 dans le département de la Manche, la région Basse-Normandie se situe au 17<sup>ème</sup> rang français. Sa densité est de 83 habitants/km<sup>2</sup>.

Au dernier recensement de 2008, la Manche se présente comme un département plutôt rural. La densité de population du département est, comme au niveau de la région, de 83 habitants/km<sup>2</sup>. Les communes littorales sont plus densément peuplées que les communes situées à l'intérieur des terres.

Les 19 communes du canton de Beaumont-Hague regroupent (recensement de 2008) environ 12 050 habitants, auxquels s'ajoutent environ 3 000 personnes en été. La densité de population est d'environ 81 habitants/km<sup>2</sup>.



**Figure 2 – Répartition de la population dans un rayon de 50 km autour de l'Établissement**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 25/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## **Activités industrielles dans l'environnement proche du site**

Les principaux secteurs industriels du département sont :

- Le nucléaire, avec l'Etablissement AREVA La Hague, la centrale électronucléaire d'EDF à Flamanville et le centre de stockage de déchets de faible et moyenne activité de l'ANDRA dit Centre de Stockage de la Manche (CSM) qui se trouve à l'Est de l'Etablissement. Le Centre Nucléaire de Production d'Electricité de Flamanville est distant de 15 kilomètres de l'Etablissement AREVA La Hague en vue directe. Il comporte deux tranches de 1300 MW électriques et doit prochainement accueillir un nouveau réacteur de type EPR.
- La construction navale, avec la DCNS (arsenal) implantée à Cherbourg-Octeville, dont la spécialité est la construction de sous-marins à propulsion classique ou nucléaire, et avec les Constructions Mécaniques de Normandie (CMN), dont la spécialité est la construction de bâtiments de guerre.

Le nombre de salariés dans l'industrie de la zone d'emploi de Cherbourg, dans laquelle se situe l'Etablissement, est de 15 327 en 2007.

Ces installations ne sont pas susceptibles d'interférer avec la sûreté des installations de l'Etablissement AREVA La Hague.

## **2.3 Description globale des activités et des installations du site**

### **Désignation de l'Etablissement**

Le groupe AREVA est organisé en cinq Business Group : Mines, Amont, Aval, Réacteurs et Services et Energies renouvelables. Ainsi, dans le secteur nucléaire, AREVA propose des services complets sur l'ensemble du cycle depuis la prospection minière jusqu'à l'assainissement. L'Etablissement de La Hague fait partie du Business Group Aval en charge du recyclage des matières nucléaires.

L'Etablissement de La Hague, destiné au traitement des combustibles usés, est exploité par la Compagnie Générale des Matières Nucléaires - AREVA - qui en est l'exploitant nucléaire.

L'ensemble industriel est constitué en premier lieu des usines de traitement, dont certains ateliers sont en activité et d'autres sont en arrêt ou en démantèlement, puis des installations annexes, ainsi que des bâtiments administratifs et sociaux.

### **Principe du traitement**

La vocation de l'Etablissement AREVA La Hague est de traiter les combustibles nucléaires usés, c'est-à-dire sortant des réacteurs nucléaires de production d'électricité ou de recherche.

En effet, le combustible usé contient des déchets inutilisables (3 à 5 % de produits de fission et actinides mineurs), mais aussi des matières valorisables (94 à 96 % d'uranium et 1 % de plutonium). Le traitement consiste à séparer l'uranium, le plutonium et les déchets, puis à conditionner ces derniers sous une forme stable.

Une fois le traitement effectué, les matières valorisables sont conditionnées en vue de leur réutilisation. Le recyclage final est effectué dans d'autres installations du groupe (MELOX ...). Les déchets ultimes, après conditionnement et entreposage de décroissance, sont restitués aux clients (voir figure 3).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 26/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## Les principales étapes du traitement

Les opérations de traitement des combustibles usés se décomposent en cinq étapes :

- la réception, le déchargement et l'entreposage des combustibles,
- le cisailage et la dissolution,
- la séparation des matières valorisables (uranium et plutonium),
- la purification des matières valorisables et leur conditionnement avant expédition,
- le conditionnement des déchets ultimes et leur retour vers les clients.

Par ailleurs, l'Etablissement assure le traitement des effluents issus du procédé ainsi que le conditionnement de ses propres déchets.

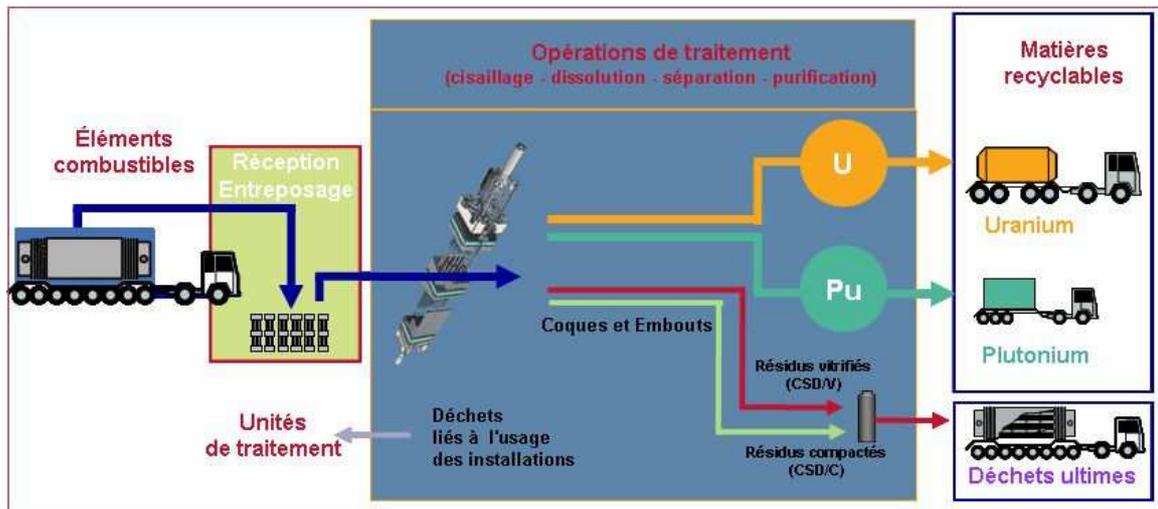


Figure 3 – Principales étapes de traitement des combustibles usés

## Les différents combustibles et matières traitées

L'Etablissement AREVA La Hague est autorisé à traiter :

- des combustibles usés à base d'oxyde d'uranium ou à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium, provenant de réacteurs à eau légère : Réacteurs à Eau sous Pression (REP), Réacteurs à Eau Bouillante (REB),
- des combustibles usés à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium provenant de réacteurs de la filière à neutrons rapides (RNR), des combustibles usés provenant de réacteurs expérimentaux, de réacteurs de recherche (RTR). Ces combustibles peuvent subir au préalable un prétraitement destiné à les rendre compatibles avec les procédés de transformation installés dans les INB,
- des matières nucléaires (uranium et plutonium), des substances radioactives (effluents, déchets) sous forme liquide ou solide compatible avec les procédés de transformation installés dans les INB.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 27/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

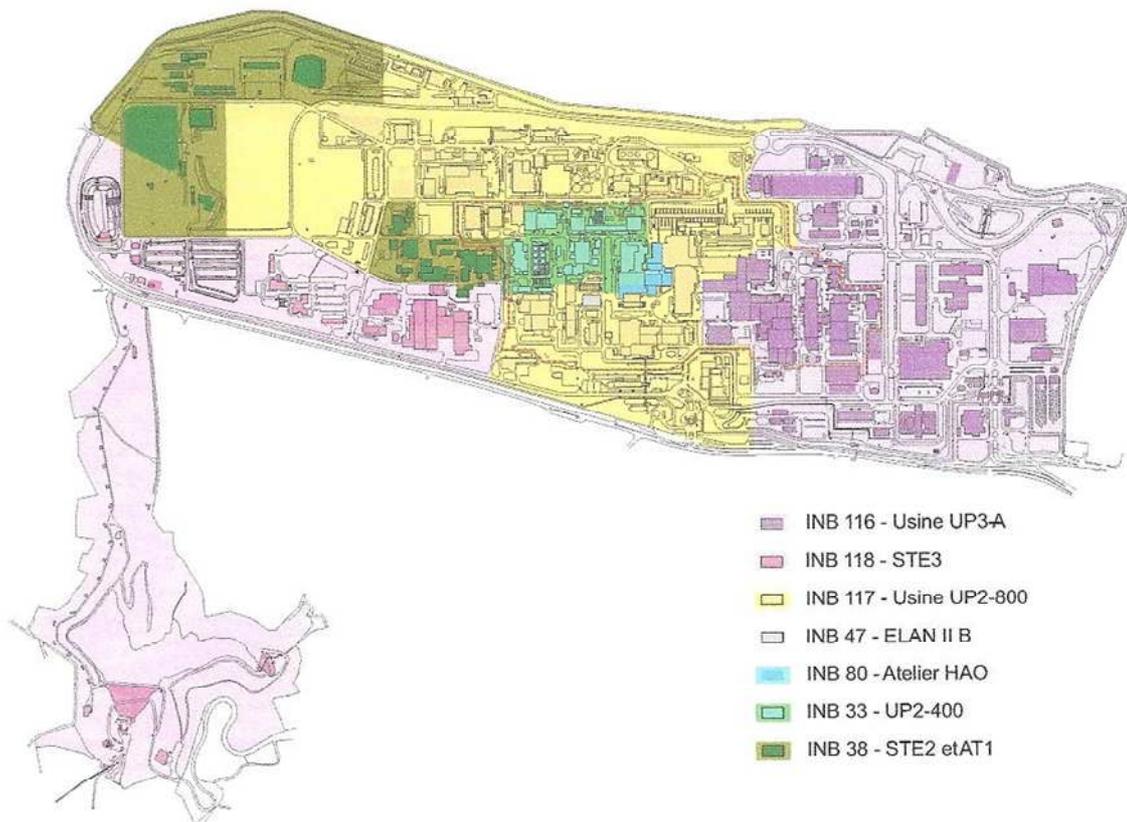
### Liste des INB

L'Etablissement AREVA La Hague comporte sept Installations Nucléaires de Base (INB), listées et représentées dans le tableau 1 et sur la figure 4.

<b>N°</b>	<b>Nom de l'installation</b>	<b>Déclaration / Autorisation</b>	<b>Principale Fonction</b>
33	UP2	Déclaration le 27 mai 1964	Pelage et dissolution des combustibles, séparation des produits de fission, de l'uranium et du plutonium, puis purification et conditionnement de l'uranium et du plutonium
38	STE2 et AT1	Déclaration le 27 mai 1964	Traitement, avant rejet en mer, des effluents liquides radioactifs de faible et moyenne activités en provenance des ateliers de l'usine UP2-400
47	ELAN IIB	Autorisation le 03 novembre 1967	Fabrication de sources scellées de césium 137 et de strontium 90
80	Atelier HAO	Autorisation le 17 janvier 1974	Premières étapes du processus de traitement des combustibles nucléaires oxydes : réception, entreposage, cisailage et dissolution
116	USINE UP3-A	Autorisation le 12 mai 1981	Traitement d'assemblages combustibles irradiés et de matières plutonifères
117	USINE UP2-800	Autorisation le 12 mai 1981	Traitement d'assemblages combustibles irradiés et de matières plutonifères
118	STE3	Autorisation le 12 mai 1981	Traitement des effluents

**Tableau 1 - Liste des INB de l'Etablissement AREVA La Hague**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 28/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011



**Figure 4 – Périmètre des INB de l'Etablissement AREVA La Hague**

### **Les installations de support**

Les installations de support comprennent les réseaux de distribution et de collecte usuels de tout site industriel :

- réception, production et distribution électrique,
- production et distribution d'eau (eau brute, eau traitée, eau déminéralisée, réseau incendie, eau potable),
- fluides de refroidissement utilisés par les ateliers pour les besoins des équipements de procédé ainsi que pour les besoins des équipements des services généraux (eau de refroidissement, eau glacée),
- fluides caloporteurs employés pour la distribution de vapeur et le retour des condensats, la distribution d'eau surchauffée et la distribution d'eau chaude,
- distribution des réactifs chimiques,
- distribution d'air industriel,
- distribution des gaz, azote ...
- blanchisserie,
- bâtiment administratif,
- Formation Locale de Sécurité (FLS),

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 29/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- bâtiments sociaux,
- restaurants,
- bâtiment médical,
- etc.

La réception, la production, et la distribution électrique sont décrites au paragraphe 8.1. La production et la distribution d'eau de refroidissement sont décrites au paragraphe 8.2.

### Liste des ICPE

Le nombre des ICPE soumises au régime d'autorisation, par INB de l'Etablissement de La Hague est indiqué dans le tableau 2 :

Description	Rubrique	Nombre ICPE par INB						
		116	117	118	33	38	47	80
Stockage de produits toxiques- nitrite de sodium	1131	3	2					
Stockage et emploi de préparations toxiques particulières - nitrate d'hydrazine	1150	2						
Stockage et emploi de préparations toxiques particulières - hydrate d'hydrazine et nitrate d'hydrazine	1150	1	2					
Stockage et emploi de préparations toxiques particulières - hydrate d'hydrazine	1150		1					
Dépôts de liquides inflammables - 2 <sup>ème</sup> catégorie - TBP / TPH	1432			2				
Dépôts de liquides inflammables - 2 <sup>ème</sup> catégorie - fioul domestique	1432	1	2					
Dépôts de liquides inflammables - 2 <sup>ème</sup> catégorie - fioul lourd	1432		1					
Emploi de liquides inflammables - 2 <sup>ème</sup> catégorie - mélange TBP-TPH (d=0,82)	1433	3	2		1			
Remplissage et distribution de liquides inflammables - fioul lourd - pomperies d'un dépôt	1434		1					
Remplissage et distribution de liquides inflammables - fioul domestique	1434	1	1					
Dépôt de magnésium	1450					2		
Solides facilement inflammables – Dépôt de zirconium en poudre humide	1450							1
Utilisation de sources radioactives scellées	1715				1			

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 30/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Description	Rubrique	Nombre ICPE par INB						
		116	117	118	33	38	47	80
Utilisation de sources radioactives scellées ou non	1715			1				
Entreposage de substances radioactives (TPH recyclé)	1715		1					
Déchets provenant d'INB - Entreposage de déchets conventionnels et TFA	1715					1		
Déchets provenant d'INB - Entreposage de gravats TFA	1715					4		
	2713					2		
	2716					2		
Mélange de produits minéraux	2515	1				1		
Entreposage de déchets industriels dangereux	2718		1					
Minéralisation des solvants	2790	1						
Combustion de fioul domestique	2910		2					
Combustion de fioul lourd et domestique	2910		1					
Installation de refroidissement par dispersion d'eau dans un flux d'air - circuit ouvert	2921		1					
Total		13	18	3	2	12	0	1

**Tableau 2 - ICPE soumises au régime d'autorisation de l'Etablissement AREVA La Hague**

L'Etablissement AREVA La Hague compte également 51 ICPE soumises au régime de déclaration : 15 sont présentes dans l'INB 116, 17 dans l'INB 117, 5 dans l'INB 118, 4 dans l'INB 33, 9 dans l'INB 38 et 1 dans l'INB 80.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 31/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 2.4 Accès au site

Le Nord-Cotentin est accessible par différentes voies multi-modales jusqu'à Cherbourg-Octeville, aussi bien par les voies routières, ferroviaires, maritimes, qu'aériennes.

L'ensemble de ces voies de communication est décrit dans les paragraphes ci-dessous et est pris en compte dans l'analyse des moyens d'intervention et de secours.

### Réseau routier

L'axe routier le plus important du canton de Beaumont-Hague est la départementale D901 qui relie Cherbourg-Octeville à Auderville.

L'accès à l'Etablissement AREVA La Hague se réalise depuis Cherbourg-Octeville par la route départementale D901 et depuis Valognes par les routes départementales D56 et D22.

Le reste du réseau est dense, il est constitué de routes départementales et communales.

### Réseau ferroviaire

L'Etablissement AREVA La Hague n'est pas embranché sur le réseau ferroviaire.

Une ligne de chemin de fer relie Cherbourg à Paris. Chaque jour, environ 8 trains assurent la liaison Cherbourg-Paris.

Le terminal ferroviaire de Valognes est desservi par cette ligne ; il permet de gérer les emballages de transport acheminés par voie ferrée et les expéditions en provenance d'AREVA.

### Voies de communication maritimes

La Manche constitue l'une des voies maritimes les plus fréquentées du monde. Les navires empruntent des routes bien déterminées, définies à l'échelon international.

La région dispose de plusieurs accès portuaires :

- Cherbourg (port en eau profonde),
- Diélette.

Au large de Cherbourg à l'Ouest, le trafic maritime est conditionné par les Dispositifs de Séparation du Trafic des Casquets et du Pas de Calais. Le « rail des Casquets » passe à 20 milles nautiques au Nord-Ouest du cap de La Hague. Un échouage accidentel d'un navire sur la côte Nord le laisserait à plus de 3 500 mètres de toute installation nucléaire ; par le Sud, il ne pourrait approcher à moins de 2 500 mètres de l'Etablissement AREVA La Hague.

### Voies de communication aériennes

L'aéroport de Cherbourg-Maupertus (30 km à l'Est) permet l'accès des plus gros porteurs excepté ceux de la taille des Boeing 747.

Les autres aérodromes de la région sont :

- Aurigny à 27 km à l'Ouest,
- Jersey à 58 km au Sud-Ouest.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 32/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 2.5 Climatologie

### Températures

La moyenne annuelle des températures se situe entre 10°C et 11°C, avec une faible amplitude thermique. Les étés sont frais et les hivers doux : la température moyenne des mois d'été ne dépasse pas 18°C et celle des mois d'hiver est rarement inférieure à 5°C.

Données historiques (1964 - 2010) :

- journée la plus chaude : 9 août 2003 et le 19 juillet 2006 (moyenne journalière 31,4°C),
- journée la plus froide : 12 janvier 1987 (moyenne journalière -10,5°C),
- mois le plus chaud : août 2003 (moyenne mensuelle 18,3°C),
- mois le plus froid : janvier 1987 (moyenne mensuelle 1,3°C),
- année la plus chaude : 1989 (moyenne annuelle 11,4°C),
- année la plus froide : 1965 (moyenne annuelle 9,4°C).

### Précipitations

La moyenne annuelle des précipitations pour la région est de 970,8 mm pour la période 1964-2010 et de 899,6 mm pour l'année 2010. La saison pluvieuse se situe de septembre à janvier, avec un maximum généralement en octobre.

Données historiques (1964 - 2007) :

- journée la plus pluvieuse : 28 octobre 1966 (68 mm),
- mois le plus pluvieux : octobre 1966 (244 mm),
- mois le moins pluvieux : juin 1975 (2,1 mm),
- année la plus pluvieuse : 1994 (1265,4 mm),
- année la moins pluvieuse : 1983 (701,2 mm).

Entre 1964 et 2010, les précipitations maximales annuelles à la station d'AREVA La Hague sont de 68 mm en 24 h.

### Vents

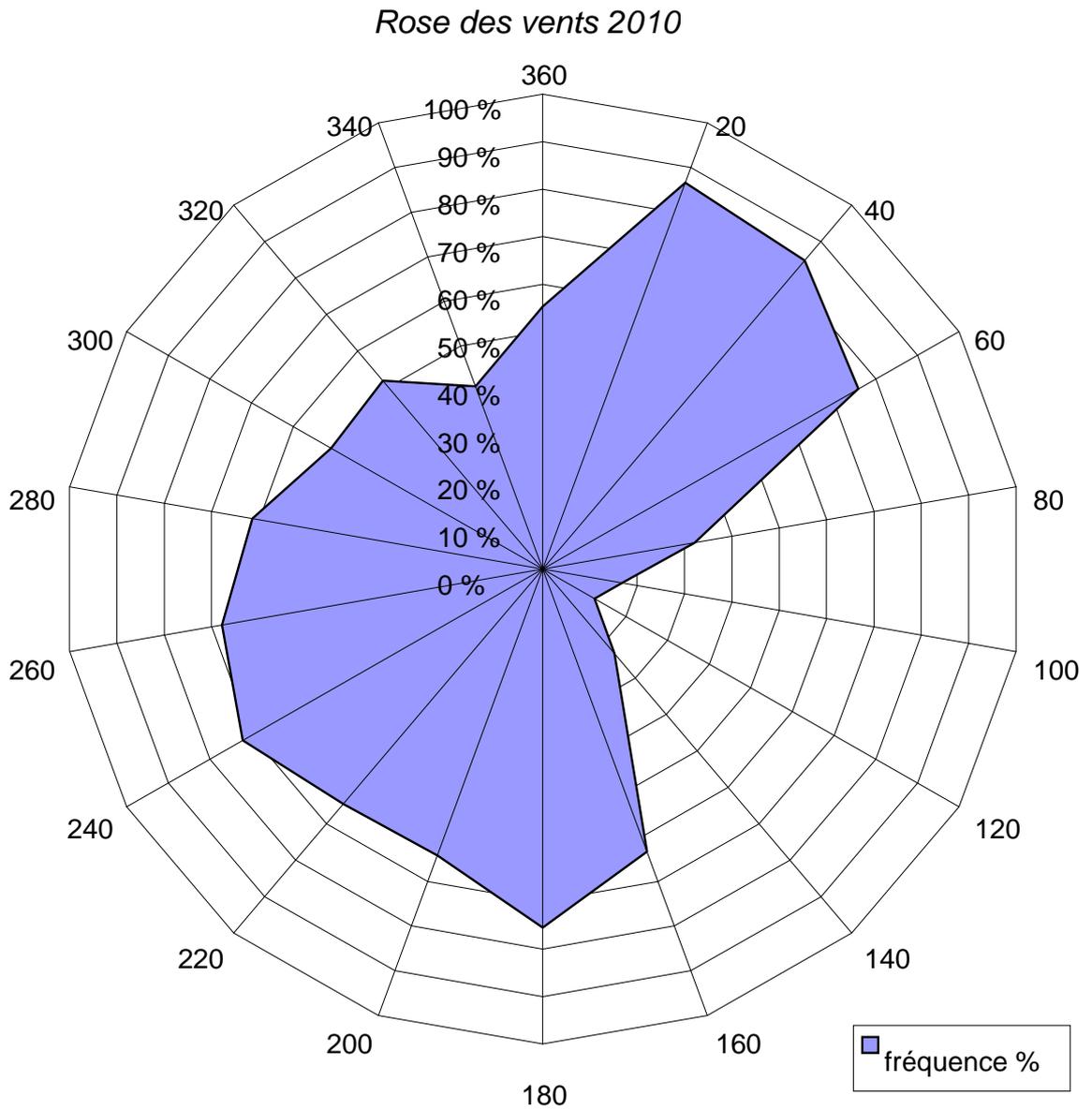
#### Direction

En 2010, la direction (de provenance) des vents dominants est du Sud-Ouest. Ces vents, parfois violents (plus de 100 km/h au cours de tempêtes), sont souvent accompagnés de pluies.

Leur provenance privilégiée est du Sud-Ouest.

La deuxième direction privilégiée est exactement opposée, soit du Nord-Est. Ces vents maintiennent en général un temps froid mais sec et relativement ensoleillé. Ils peuvent également être violents.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 33/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011



**Figure 5 – Fréquence des directions du vent pour l'année 2010 (en %)**

### Vitesse des vents

En 2010 :

- Vitesse moyenne du vent sur l'année, mesurée à 100 mètres d'altitude : environ 31,4 km/h (8,7 m/s).
- Vitesse maximale : environ 68,7 km/h (19,1m/s) en novembre.
- Vitesse minimale : environ 7,2 km/h (2,0 m/s) en juin.

La vitesse de vent maximale relevée a été de 205 km/h (57 m/s) en 1990.

### Humidité relative

L'humidité relative moyenne annuelle de l'air était en moyenne de 82 % en 2010, la moyenne historique depuis 1987 étant de 85 %. Les maxima sont habituellement observés pendant les mois d'été (le maximum historique étant 98 % en juillet et août 1993) et les minima durant l'automne (le minimum historique étant 64 % en octobre 1990).

Données historiques (1964 - 2007) :

- mois les plus humides : avril, juillet et août 1993 (98 %),
- mois le moins humide : octobre 1990 (64 %),
- année la plus humide : 1993 (92 %),
- année la moins humide : 1990 (79 %).

### Orages

L'activité orageuse est mesurée au travers du nombre de jours d'orage. Pour cela, chaque commune est assimilée à un point et les jours comptabilisés sont ceux pour lesquels au moins un arc de foudre a été détecté à moins de 10 km du point.

Cependant, le nombre de jours d'orage ne caractérise pas l'importance des orages, puisqu'un impact de foudre isolé ou un orage violent sont comptabilisés de la même façon. La meilleure représentation de l'activité orageuse est donc la densité d'arcs (Da), qui est le nombre d'arcs de foudre au sol par km<sup>2</sup> et par an.

L'activité orageuse sur la région de La Hague est parmi les plus faibles de France pour la période de 1998 à 2007.

Pour la période de 1998 à 2007 sur la région de La Hague :

- le nombre de jours d'orage par an est de 2 (moyenne nationale annuelle : 11,54 jours),
- la densité d'arcs est de 0,16 (moyenne nationale annuelle : 1,84).

### Neige et gel

En moyenne sur 30 ans, on recense, à la station voisine du cap de La Hague, 3 jours de neige et 6 jours de gel par an.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 35/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 2.6 Topographie, Géologie, Hydrogéologie

### 2.6.1 Topographie

La région de La Hague est présentée sur la figure 1.

La Hague est limitée au Sud-Est par les vallées de la Diélette et de la Divette, et bordée sur toutes ses autres faces par la mer. Elle constitue une croupe allongée, d'orientation Nord-Ouest / Sud-Est, d'une altitude moyenne de 100 à 120 m NGF, fortement entaillée par de nombreuses vallées.

Le plateau de Jobourg est incliné du Nord-Ouest au Sud-Est, d'une altitude variant entre 50 et 180 mètres à Jobourg, point culminant. Des coupes topographiques orientées Nord-Sud et Nord-Est / Sud-Ouest montrent une pente plus vive vers le Sud-Ouest que vers le Nord-Est.

La zone littorale de la presqu'île peut être subdivisée en trois parties :

- la partie Nord, de Jardeheu à Goury, est relativement plate et comprend l'Anse Saint-Martin,
- la partie Ouest qui s'étend de Goury à Vauville correspond à une côte rocheuse escarpée et très découpée, où est isolée la baie d'Ecalgrain,
- la partie Sud, de Vauville à Siouville forme l'Anse de Vauville ; elle est bordée de dunes et possède une plage sableuse étendue. Au large, les fonds dépassent rarement 30 m à l'exception de la fosse de La Hague qui s'enfonce à 100 mètres.

Des falaises vives plongeant dans la mer terminent cet ensemble. Leur talus présente un profil irrégulier : l'abrupt d'une vingtaine de mètres est en général interrompu par un replat étroit (moins de 50 mètres de large). Le talus s'élève rapidement avec une pente souvent supérieure à 30 %.

Ces falaises relient le plateau directement à la mer ou le plus souvent à une plateforme, par une pente convexoconcave, comme au Nord de Saint-Germain-des-Vaux.

La côte est en effet ponctuée par des terrasses, témoins de transgressions marines ; celles-ci constituent des plates-formes qui s'étendent au pied de l'escarpement terminant le plateau. Les falaises sont généralement des falaises mortes, reléguées en arrière par le retrait de la mer. Cette plateforme peut être observée entre Omonville-La-Rogue et la Pointe Jardeheu, ou encore à l'extrême pointe de La Hague, au cap de La Hague ; elle atteint à cet endroit sa plus grande extension.

### 2.6.2 Géologie

Le socle géologique de la région de La Hague est constitué de granites très anciens (> 800 millions d'années) sur lesquels des formations sédimentaires se sont déposées lors de l'ère primaire. Ces formations géologiques anciennes affleurent sur l'ensemble de la région aujourd'hui sous les formes rocheuses suivantes :

- le Cambrien, caractérisé par les grès feldspathiques souvent quartzitiques, d'une épaisseur de 600 à 800 m,
- l'Ordovicien inférieur, représenté par la formation dite du grès armoricain ; grès et quartzites d'épaisseur variable (15 à 30 m) dans la région du site. La série complète des grès armoricains peut atteindre 200 m en d'autres lieux,

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 36/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- l'Ordovicien moyen, représenté par les schistes à calymène. Ceux-ci sont d'abord à prédominance gréseuse et deviennent ensuite argileux. La série complète est épaisse d'environ 200 m,
- l'Ordovicien moyen et supérieur, correspondant à la formation des schistes et grès de May : grès, grès quartzite, schistes argileux noirs.

Lors de l'orogénèse hercynienne, qui a créé en France les Vosges, le Massif Central et le Massif Armoricaïn il y a environ 250 millions d'année, ce bloc rocheux primitif -issu probablement du proto-continent qui a précédé l'Europe que nous connaissons aujourd'hui-, a été soulevé, redressé, plié et faillé, au point que sa stratigraphie actuelle peut être verticale ou totalement inversée.

L'Etablissement AREVA La Hague est globalement implanté sur une zone de redressement quasi-vertical, segmentée et décalée lors de la période hercynienne, ce qui conduit à ce que les différents bâtiments du site soient fondés sur différents matériaux rocheux (schistes, grès). Dans la zone du barrage des Moulinets au Sud-Ouest, le granite précambrien affleure directement, alors qu'un sondage géologique a rencontré en profondeur des grès cambriens avant de pénétrer à nouveau dans le granite, soit une inversion complète de la stratigraphie naturelle par plissement tectonique.

Malgré cette histoire tectonique très ancienne et très chahutée, la dureté des roches présentes a permis globalement à l'ensemble de ce témoin géologique primitif de résister à l'érosion de surface depuis 200 millions d'années, et ceci constitue aujourd'hui la pointe de La Hague.

L'activité tectonique récente, telle qu'elle est identifiée au travers de la géologie générale de l'ensemble de la région et des quelques événements sismiques connus en Normandie, ne conduit pas à identifier des failles sismiquement actives sur la région de La Hague elle-même, mais plutôt une activité tectonique périphérique à celle-ci, au Nord dans la Manche, à l'Ouest au niveau des îles anglo-normandes, et au Sud du Cotentin (au niveau d'Avranches). Il est dans tous les cas difficile de trouver des marqueurs d'une quelconque activité tectonique beaucoup plus récente dans le massif rocheux qui constitue la région de La Hague, compte tenu de son âge géologique et de la nature des roches présentes.

### 2.6.3 Hydrogéologie et hydrologie

L'emprise principale de l'Etablissement AREVA La Hague constitue le sommet du plateau de Jobourg d'où s'écoulent les eaux selon les versants Nord et Sud vers la mer.

On distingue :

- Les eaux superficielles :

Le partage des eaux se fait suivant une ligne de crête qui s'allonge de Sainte-Croix-Hague à Jobourg et Auderville.

Les eaux pluviales de la zone couverte par les installations de l'Etablissement AREVA La Hague sont dirigées vers les bassins versants suivants :

- . le bassin versant des Moulinets : il est composé de deux bassins versants principaux, celui des Moulinets et celui de Froide Fontaine, et de deux bassins versants de ruisseaux intermittents : celui du Mesnil et celui du Thiebot. Sa superficie était approximativement de 3 km<sup>2</sup>. Elle a été portée à 3,3 km<sup>2</sup> du fait de l'implantation de l'Etablissement de La Hague,
- . le bassin versant de Sainte-Hélène : il a été, lui aussi, légèrement modifié par la construction des usines. Sa superficie actuelle est d'environ 4,5 km<sup>2</sup>,
- . le bassin versant des Combes : sa superficie actuelle est d'environ 2 km<sup>2</sup>.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 37/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

– Les eaux souterraines :

La nappe phréatique est située à faible profondeur et elle donne naissance, à la faveur des ruptures de pente, à des sources de versants alimentant des marais ou les ruisseaux selon leur importance.

Dans la zone de l’Etablissement AREVA La Hague, la nappe présente des fluctuations annuelles de l’ordre de plusieurs mètres. Son niveau supérieur est situé à une cote variant de 162 à 172 mètres NGF selon la période de l’année. Au Nord-Ouest du site (zone d’entreposage de déchets), la nappe présente un exutoire sur le versant correspondant (le ruisseau des Landes dont les sources se situent en contrebas du site).

La nappe phréatique fait l’objet d’un suivi régulier au travers de 244 forages piézométriques répartis à l’intérieur et à proximité du site. Cet ensemble de forages constitue un maillage serré permettant de connaître à la fois l’évolution physique (niveau, écoulement) et l’état radiologique de la nappe. Certains de ces forages sont équipés d’un système de mesure en temps réel de la hauteur de la nappe. Ces contrôles en continu ainsi que l’exploitation des contrôles de niveau effectués mensuellement permettent la réalisation de cartes piézométriques en périodes de hautes et basses eaux.

Ainsi, trois unités hydrogéologiques sont mises en évidence :

- . un secteur Sud-Ouest, avec un écoulement vers le Sud en direction de la Vallée des Moulinets,
- . un secteur Nord, présentant des trajectoires d’écoulement parallèles, du Sud vers le Nord,
- . un secteur central et Est, présentant des trajectoires fortement convergentes vers le ruisseau Sainte-Hélène, drainant ainsi une grande partie de la nappe.

En profondeur, un réseau aquifère est localisé dans les formations fissurées particulièrement dans les roches sédimentaires du site.

– La ressource en eau potable :

L’ensemble des habitats est desservi par un réseau dense d’adduction d’eau géré par la Communauté de Communes de La Hague.

Les installations de production d’eau brute à partir des ressources souterraines (forages et captages) réparties sur le territoire de la Communauté de Communes de La Hague permettent la production, le traitement de l’eau brute à la station des eaux des Monts Binet et la distribution aux abonnés des 19 communes, dont AREVA La Hague.

La Communauté de Communes de La Hague s’est engagée dans la diversification de sa production par de nombreux points de captage pour assurer la sécurité de la ressource. Le réseau des points de production comporte :

- . un captage à Clairefontaine (Vauville),
- . 11 forages répartis sur le canton de Beaumont-Hague : 4 sur la commune de Vauville, 1 sur la commune de Beaumont-Hague, 1 sur la commune de Gréville-Hague, 2 sur la commune de Sainte-croix-Hague et 4 sur la commune de Vasteville.

Les captages sont implantés en dehors des zones d’écoulement des nappes phréatiques de l’Etablissement.

Décision de l’Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 38/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 2.7 Sismicité : évaluation de l'aléa sismique pour le site

Le site de La Hague a fait l'objet de nombreuses études successives de son aléa sismique depuis sa création au début des années 1960 jusqu'à la dernière mise à jour effectuée par AREVA datant de 2007. Ces études réalisées au cours des années par différents spécialistes ont globalement traité les mêmes informations et ont abouti à des conclusions très similaires, alors que les connaissances scientifiques ont beaucoup évolué lors de ces décennies successives.

La région de La Hague est généralement associée en termes de zonage sismotectonique à la région Nord-Armoricaine, à l'échelle nationale. A l'échelle régionale, elle est rattachée à la zone normande et elle est globalement caractérisée par une sismicité faible, comme l'indique le zonage sismique du territoire français de 2011.

L'examen de la sismicité historique pouvant intéresser le site de La Hague a inclus en conséquence les événements sismiques survenus dans ce domaine domnonéen normand, mais aussi les événements survenus dans les domaines avoisinants : compte tenu de leur éloignement, ces événements plus lointains ne conduisent pas à une influence significative sur le site.

La localisation le plus souvent en mer de ces événements sismiques rend plus difficile l'analyse de ces événements, faute de marqueurs sismiques directement accessibles dans la zone épiscopale. Compte tenu de cette localisation en mer des épiscopales et de la géologie générale de la région, il n'a pas été identifié ailleurs de marqueurs fiables de mouvements de surface, qui permettraient de remonter à des séismes antérieurs à la période historique (paléosismicité).

Les événements sismiques historiques de référence pour le site de La Hague sont :

- le séisme du 30 mai 1889 au large de Cherbourg-Octeville,
- les différents séismes connus au large de l'île de Jersey, notamment ceux de 1926 et 1927,
- des événements sismiques identifiés dans le Sud-Cotentin ayant fait l'objet de travaux universitaires moins nombreux.

Ces différents événements historiques connus ne sont pas associés sur le site de La Hague à des intensités macrosismiques réelles constatées supérieures à V.

Ces séismes historiques sont généralement caractérisés sur la base d'analyse macrosismique, et notamment de l'extension de la zone de dommages connus, et ou de leur zone de perception. Ceci relève encore aujourd'hui d'une interprétation et d'une expertise des informations retranscrites dans les chroniques disponibles. Dans cette approche, un même événement sismique peut être associé à différentes hypothèses de magnitude et de profondeur, une magnitude plus élevée étant nécessairement associée à une profondeur plus grande dans le jeu des solutions possibles. Le paramètre de profondeur reste difficile à évaluer en l'absence de nombreux enregistrements, et il est généralement fixé sur la base d'une interprétation de la structure tectonique active.

On peut noter que des études universitaires sont actuellement en cours –notamment à l'Université de Caen- pour caractériser de façon différente les séismes de Jersey, sur la base des enregistrements directs effectués par les quelques sismographes mécaniques présents dans les années 1920 en Europe. Ceci devrait notamment permettre par triangulation une meilleure localisation de la source sismique en cause, par rapport à la qualité des informations issues des analyses macrosismiques ou de l'exploitation des données géodésiques issues des reconnaissances géophysiques pétrolières.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 39/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les paramètres utilisés pour classer les événements sismiques sont la magnitude de l'événement, la localisation de la faille active concernée et l'intensité épiscoptrale estimée.

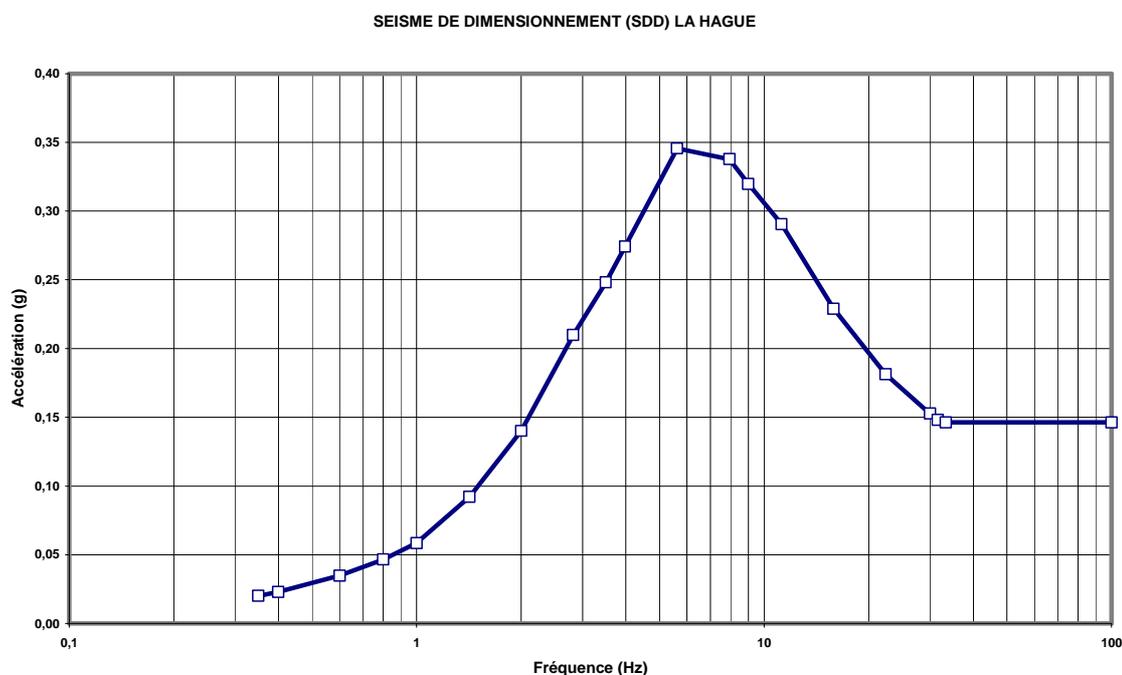
	Séisme du 30 mai 1889	Séisme du 30 juillet 1926
<b>Intensité épiscoptrale</b>	<b>VI</b>	<b>VI-VII</b>
<b>Magnitude estimée</b>	<b>5,4 ± 0,2</b>	<b>5,4 ± 0,2</b>
<b>Profondeur estimée</b>	<b>25 km ± 5 km</b>	<b>21 km ± 6 km</b>
<b>Distance estimée de La Hague</b>	<b>17 km</b>	<b>60 km</b>

**Tableau 3 - Paramètres des séismes de 1889 et 1926**

### Aléa sismique

L'aléa sismique pour le site de La Hague a été déterminé en application des recommandations de la RFS 2001-01, sur la base d'une approche déterministe de ce risque, en translatant les sources sismiques historiques sur les structures tectoniques connues au plus près du site, et en majorant leur magnitude estimée. Dans cette approche conservatrice, il est ainsi considéré que le séisme du 30 mai 1889 peut se produire directement à l'aplomb du site, alors que le système de failles du cap de La Hague en Manche est de fait un peu plus éloigné au Nord.

Compte tenu de l'ensemble des informations sismiques disponibles, AREVA retient aujourd'hui comme Séisme De Dimensionnement (SDD) de ses installations à La Hague un événement sismique caractérisé par une magnitude locale de 5,8 à une distance épiscoptrale de 15 km. Ceci correspond à une période de retour d'environ 10 000 ans. L'intensité macrosismique épiscoptrale qui pourrait être associée à un tel événement pour le site de La Hague serait de VII-VIII. Cette intensité est celle fixée par les décrets autorisant les installations nucléaires du site.



**Figure 6 – Spectre de dimensionnement de LA HAGUE**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 40/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Ceci veut dire qu'environ 15 % des bâtiments courants non construits selon des dispositions parasismiques (autres que les bâtiments de production qui ont fait l'objet d'un dimensionnement sismique décrit au chapitre 5) seraient susceptibles de présenter des dommages structurels visibles dans un ensemble de construction, pour ce niveau de séisme : ceci permet notamment de quantifier l'impact général d'un tel événement sur le canton de Beaumont-Hague, impact qui doit être pris en compte dans la stratégie de gestion de la situation qui résulterait d'un tel événement sismique.

A ce titre, on peut noter que la surface de la zone impactée par un événement sismique est globalement en relation avec sa magnitude. En France métropolitaine, la magnitude des événements sismiques envisagés exclut une extension très large de la zone affectée par des dommages significatifs aux ouvrages, au-delà d'une vingtaine de kilomètres. Les séismes restent donc en France métropolitaine des événements locaux, au contraire des tempêtes hivernales qui peuvent prendre des dimensions régionales.

## 2.8 Hydrologie : évaluation de l'aléa inondation pour le site

Le site de La Hague, de par sa localisation et son environnement (altitude élevée par rapport à la mer, point haut de la zone), ne présente pas de risque de tsunami, de rupture de barrage ou de crues.

Une inondation des bâtiments ne peut provenir que de la remontée non contrôlée des nappes d'eau souterraines ou de précipitations extrêmement importantes.

- Il a été estimé que la vitesse de remontée avant atteinte du niveau bas moyen des ateliers est de 10 jours en l'absence de relevage des eaux souterraines qui n'est pas garanti en situation de séisme.
- A la conception des usines, AREVA retient comme aléa d'inondation de dimensionnement la pluie décennale, correspondant à une précipitation de 2,1 mm par minute sur une durée de 10 minutes. Dans le cadre du réexamen décennal des INB 116 et 117, les études sont aujourd'hui réalisées avec une précipitation de période de retour centennale associée à une intensité de 4 mm par minute pendant 6 minutes.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 41/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

# CHAPITRE 3

## DESCRIPTION GLOBALE DES ACTIVITES ET DES INSTALLATIONS DU SITE

---

### 3.1 Historique

En 1959, le CEA décidait la construction de l'usine de traitement UP2-400 destinée à traiter les combustibles usés dans les réacteurs de la filière « Uranium Naturel Graphite-Gaz » (UNGG). Les travaux de construction débutèrent en 1962 et l'usine UP2-400 entra en fonctionnement industriel le 1<sup>er</sup> janvier 1967, en même temps que la station de traitement des effluents STE-2, (INB 38) destinée à épurer les effluents liquides radioactifs avant rejet en mer.

Parallèlement à la décision de réaliser l'usine UP2, il était envisagé la construction d'un atelier AT1, de traitement des combustibles de la filière à neutrons rapides. Les travaux de réalisation d'AT1 appartenant à l'INB 33, furent entrepris en 1965 et l'atelier fut mis en service en 1969. Il est aujourd'hui arrêté. Des opérations d'assainissement et de démantèlement ont été réalisées entre 1982 et 2001.

En 1967, l'autorisation de création de l'atelier ELAN 2B (INB 47) est décrétée. Sa mise en service est prononcée en 1970. Cet atelier permettait la fabrication de sources de césium 137 et de strontium 90. Cet atelier a été mis à l'arrêt définitif en 1973. Des opérations d'assainissement et de démantèlement sont en cours.

En 1974, le CEA était autorisé à compléter UP2-400 par la création d'un atelier de traitement des combustibles de la filière Oxyde d'Uranium enrichi – eau ordinaire (dite filière « eau légère ») permettant d'obtenir des solutions pouvant être traitées dans les installations existantes des INB 33 et 38. Les premiers combustibles ont été traités en 1976 dans HAO.

En 1976, la société COGEMA (Compagnie générale des matières nucléaires) créée par filialisation du Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) reprenait les activités industrielles de l'Etablissement.

En 1981, pour faire face à l'augmentation des besoins de traitement, COGEMA était autorisée à :

- créer l'usine UP3-A - INB 116, conçue pour traiter annuellement environ 800 tonnes de combustibles en provenance des réacteurs de la filière à eau légère,
- créer l'usine UP2-800 - INB 117, de même activité et même capacité,
- créer une nouvelle Station de Traitement des Effluents liquides STE3 - INB 118, capable d'épurer les effluents radioactifs de ces deux nouvelles usines avant leur rejet en mer.

Les travaux de réalisation de ces trois ensembles ont démarré en 1981.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 42/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Ainsi, la mise en service actif des nouvelles installations a été effectuée :

- en décembre 1987 pour STE3,
- en novembre 1989 pour UP3-A (hors cisailage-dissolution),
- en août 1990 pour l'atelier cisailage-dissolution d'UP3-A,
- en août 1994 pour UP2-800,
- en avril 2002 : mise en service actif de l'atelier R4 de l'usine UP2-800,
- en mai 2002 : mise en activité de l'Atelier de Compactage des Coques (ACC) qui permet des réduire le volume des déchets métalliques.

Les décrets du 10 janvier 2003 autorisant COGEMA à modifier les installations nucléaires de base UP2-800, UP3-A et STE3 situées sur le site de La Hague ont permis d'élargir le périmètre des activités autorisées dans ces installations, en particulier les caractéristiques des assemblages combustibles pouvant être traités.

La déclaration d'arrêt du traitement des combustibles usés sur l'usine UP2-400 a été notifiée le 30 décembre 2003.

En 2006, COGEMA devient AREVA, le site devient AREVA La Hague.

En 2009, la commission d'enquête a rendu un avis favorable à la demande d'AREVA de mise à l'arrêt et de démantèlement de l'INB 80 (Ateliers Haute Activité Oxyde). Le décret du 31 juillet 2009 a autorisé les opérations de mise à l'arrêt définitif et le démantèlement (MAD/DEM) de cette installation nucléaire. Les travaux de démantèlement sont en cours.

Une demande de décret autorisant la mise à l'arrêt et le démantèlement des INB 33, 38 et 47 a été déposée en mars 2009 pour une autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement attendue début 2012.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 43/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 3.2 Descriptions des installations

### 3.2.1 Présentation des INB

Créé il y a 40 ans, l'Etablissement est administrativement découpé en sept INB et comporte deux générations d'installations :

- quatre INB à l'arrêt : d'une part l'ensemble industriel UP2- 400, démarré en 1966 et qui inclut des ateliers de production (INB 33 et 80) et la station de traitement des effluents STE2 (INB 38) ; d'autre part l'atelier Elan II B (INB 47) démarré en 1970,
- trois INB en exploitation : les usines UP3-A (INB 116) et UP2-800 (INB 117), démarrées respectivement en 1989 et 1994, et qui sont en exploitation, ainsi que la station de traitement des effluents STE3 (INB 118), démarrée en 1989.

#### 3.2.1.1 Les INB à l'arrêt

INB	ATELIER	DECRET	DATE MISE EN SERVICE ACTIF
33	Dégainage	27 mai 1964 modifié	1966
	HA/DE		1966
	HA/PF		1966
	MAU		1966
	MAPu		1966
	LCC		1966
	AD1/BDH		1967
	STU		1966

INB	ATELIER	DECRET	DATE MISE EN SERVICE ACTIF
38	STE2-A	27 mai 1964 modifié	1966
	Bâtiment 128		1969
	Bâtiment 119		1966
	Silo 115		1966
	Zone Nord-Ouest		1966
	STE-V		1987
	Bâtiment 116		1966

INB	ATELIER	DECRET	DATE MISE EN SERVICE ACTIF
47	ELAN IIB	3 novembre 1967	1970

INB	ATELIER	DECRET	DATE MISE EN SERVICE ACTIF
80	HAO/Nord	(Autorisation 17 janvier 1974)  Mise à l'arrêt définitif et de démantèlement 31 juillet 2009	1975
	HAO/Sud		1975
	Silo HAO		1976
	Filtration		1986
	SOC		1966

**Tableau 4 - Détail des INB à l'arrêt**

### 3.2.1.2 Les INB en exploitation

INB	ATELIER	DECRET	DATE MISE EN SERVICE ACTIF
116	T0-Piscine D	12 mai 1981 modifié	1986
	Piscine E		1988
	Bâtiment Central UP3 (BC UP3)		1989
	T2		1989
	T3 / T5		1989
	T4 / BSI		1989
	AD2		1990
	T1		1990
	ADT		1990
	EDS		1990
	T7		1992
	DE EDS		1995 (Entreposage) puis 2000 (Réception/expédition CBF-C2 irradiants) et 2006 (Reconditionn <sup>t</sup> de conteneurs amiante ciment)
	EEV SE		1996
	Laboratoire Sur Site (LSS)		2000
	Laboratoire Recette Oxyde (LRO)		2001
	Atelier de Compactage de Coques et embouts (ACC)		2002
Entreposage de Coques et embouts Compactés (ECC)	2002		

INB	ATELIER	DECRET	DATE MISE EN SERVICE ACTIF
117	NPH	12 mai 1981 modifié	1981
	Piscine C		1984
	AMEC 1		1984
	AMEC 2		1989
	BST1		1983
	Extension BST1		1996
	SPF4		1981
	SPF5		1985
	SPF6		1988
	R7		1989 et 2010 (Vitrification par creuset froid)
	R1		1994
	URP		1996
	R2		1994
	UCD		1996
R4	2002		

INB	ATELIER	DECRET	DATE MISE EN SERVICE ACTIF
118	Conduite de rejets en mer	12 mai 1981 modifié	1978
	STE3		1987
	D/E EB		1995
	Installation de Minéralisation Des Solvants - partie A (MDSA)		1996
	Installation de Minéralisation Des Solvants - partie B (MDSB)		1997

**Tableau 5 - Détail des INB en exploitation**

### 3.2.2 INB 116

L'Installation Nucléaire de Base (INB) 116 (ensemble industriel UP3-A) assure le traitement d'assemblages combustibles irradiés (provenant des réacteurs Nucléaires à eau légère et des réacteurs de recherche) et de matières plutonifères.

Le traitement du combustible utilisé a pour objectifs :

- la récupération des matières énergétiques, uranium et plutonium, en vue de leur recyclage en réacteur sous forme de nouveaux assemblages combustibles,
- le conditionnement des matières non valorisables, les déchets ultimes, sous un volume minimal, dans des matrices stables adaptées à leur contenu, en vue de leur stockage définitif.

De plus, l'INB 116 comprend les autres installations suivantes :

- 4 bassins : le bassin GR, le bassin tampon GR, le bassin d'orage Est, le bassin d'orage ANDRA,
- l'installation P90 et les stations de distribution 20 kV Voies A et B (DEA et DEB),
- le Bâtiment Industriel (BI) et le Bâtiment Conduite des Utilités (BCU),
- la Centrale Autonome (CA),
- les entreposages de réactifs UP3-A,
- le stockage gazole des groupes de sauvegarde,
- la Centrale de Production Utilités Nord (CPUN) et les aéroréfrigérants CPUN,
- 2 plateformes : la plateforme d'entreposage des emballages et la plateforme d'entreposage des LR65,
- le Bâtiment Central Informatique (BCI),
- plusieurs bâtiments annexes : des bases vies, des vestiaires, un magasin, un bâtiment d'accueil, un restaurant, le Poste Principal d'Accueil n°2 (PPA2) et des parkings.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 47/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

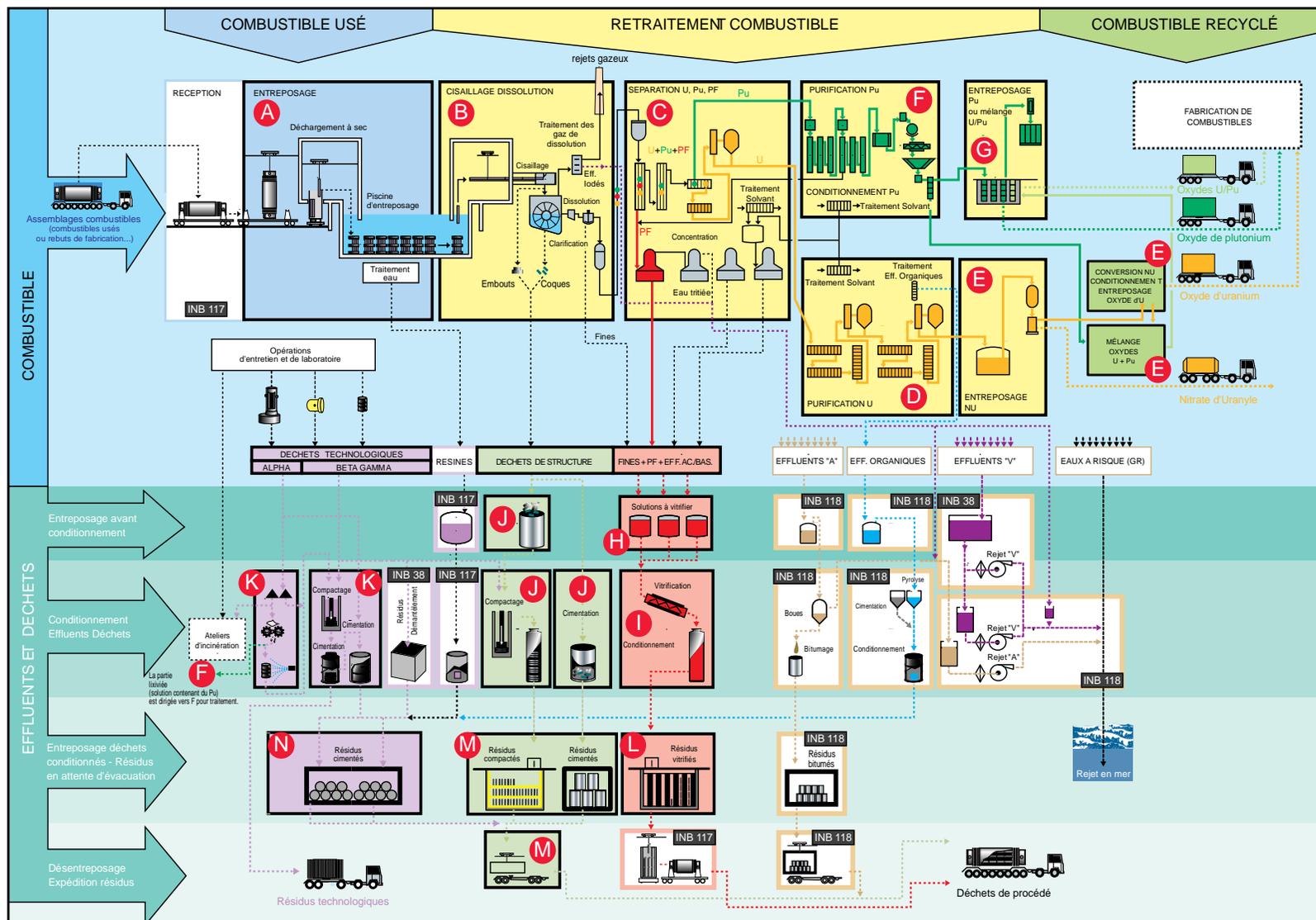


Figure 7 – Schéma des fonctions de l'INB 116

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 48/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.2.2.1 Atelier T0-Piscine D

L'atelier T0-Piscine D assure la réception et le déchargement suivant un procédé de type « déchargement à sec » des emballages de transport d'assemblages combustibles irradiés et l'entreposage des assemblages combustibles irradiés en paniers dans la Piscine D. Il peut aussi recevoir des assemblages combustibles irradiés devant être traités dans l'usine UP2-800. La capacité d'entreposage de l'atelier piscine D est de 731 paniers.

Cet atelier permet également :

- de transférer et d'entreposer les assemblages combustibles irradiés en paniers dans une autre piscine (Piscine C d'UP2-800 ou Piscine E) par un canal de transfert immergé,
- de transférer les assemblages combustibles irradiés en paniers vers l'atelier T1 (atelier de cisailage/dissolution de l'usine UP3-A) pour traitement.

Par décret du 10 janvier 2003, la capacité de la Piscine D a été portée à 4 600 tonnes d'uranium et de plutonium contenu dans les combustibles avant irradiation sous réserve d'un accord spécifique.

### 3.2.2.2 Piscine E

L'atelier Piscine E assure l'entreposage des assemblages combustibles avant leur traitement dans UP2-800 ou UP3-A.

Les assemblages combustibles irradiés, préalablement mis en paniers d'entreposage :

- soit dans la partie déchargement de l'atelier T0-Piscine D,
- soit dans l'atelier NPH,
- soit dans l'atelier HAO/N,

sont reçus par transfert sous eau dans le bassin de la Piscine E via la Piscine D, les deux bassins communiquant au moyen d'un canal de liaison.

Par décret du 10 janvier 2003, la capacité de la Piscine E a été portée à 6 200 tonnes d'uranium et de plutonium contenus dans les combustibles avant irradiation sous réserve d'un accord spécifique. L'ensemble d'entreposage de l'atelier comprend un bassin d'une capacité de 1016 paniers et les moyens de manutention associés.

### 3.2.2.3 Atelier T1

L'atelier T1 vient immédiatement en aval des piscines d'entreposage des assemblages combustibles et assure :

- le cisailage des assemblages combustibles irradiés,
- la dissolution dans l'acide nitrique des tronçons obtenus,
- la clarification des solutions de dissolution.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 49/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les principales spécificités de l'atelier T1 sont les suivantes :

- Lors du traitement de combustibles de réacteurs à eau légère UOX :
  - . un puits de contrôle permet la mesure de la combustion massique de chaque assemblage combustible reçu,
  - . l'alimentation de la cisaille en assemblages combustibles se fait par un pont basculeur,
  - . la dissolution s'effectue dans un dissolvant rotatif alimenté en continu, le rinçage des coques et des embouts dans des équipements spécifiques, appelés rinceurs,
  - . le conditionnement des coques et embouts en fût est effectué dans l'atelier,
  - . la clarification des solutions chargées en produits de fission insolubles et en fines de cisailage est assurée par une décanteuse centrifuge.
- Lors du traitement de combustibles de réacteurs de recherche (RTR) dans la chaîne B :
  - . le transfert du combustible RTR vers la cisaille est réalisé au moyen du pont basculeur muni d'une pince universelle,
  - . le combustible RTR est introduit dans une nacelle par le chargeur de nacelle,
  - . la nacelle est manutentionnée et entreposée dans un râtelier d'entreposage situé dans la salle de maintenance,
  - . suite à l'accostage de la nacelle au conduit de chargement, le combustible RTR est lâché dans le puits de dissolution,
  - . la dissolution s'effectue par charge dans le dissolvant.

L'atelier T1 assure également les rejets gazeux des principaux ateliers de l'usine UP3-A par la cheminée principale d'UP3-A.

#### 3.2.2.4 Atelier T2

Les solutions de dissolution et les solutions de suspension de fines de l'atelier T1 sont reçues dans l'atelier T2 qui assure :

- la séparation des Produits de Fission (PF) en colonnes pulsées annulaires sous-critiques,
- la séparation uranium-plutonium dans des mélangeurs-décanteurs,
- la concentration et l'entreposage des solutions de PF,
- la concentration des effluents de moyenne et haute activité,
- l'entreposage des solutions de suspension de fines de l'atelier T1 et des concentrats d'effluents basiques.

Les solutions ainsi obtenues sont transférées vers d'autres ateliers de l'usine UP3-A :

- atelier T3, pour la solution de nitrate d'uranyle,
- atelier T4, pour la solution de nitrate de plutonium,
- atelier T7, pour les produits de fission concentrés, les solutions de suspension de fines et les concentrats d'effluents basiques.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 50/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.2.2.5 Ateliers T3 / T5

Les solutions de nitrate d'uranyle issues du premier cycle 1CUPu de l'atelier T2 sont reçues dans l'atelier T3 qui assure :

- la purification du nitrate d'uranyle en provenance des ateliers T2 et/ou R2,
- la gestion des effluents des principaux ateliers de l'usine UP3-A,
- le recyclage des réactifs des principaux ateliers de l'usine UP3-A,
- la récupération de l'acide non tritié de l'usine UP3-A,
- le traitement et récupération des effluents organiques (solvant et diluant),
- la préparation d'uranium à la valence IV à partir d'uranium à la valence VI.

La purification du nitrate d'uranyle s'effectue au deuxième cycle d'extraction UP3-A (2CU UP3) par du TBP à 30 %. Ce cycle étant suffisamment efficace, le troisième cycle d'extraction 3CU UP3 est utilisé pour assurer les fonctions de moyenne activité uranium de l'usine UP2-800 (2CU UP2-800).

La capacité de traitement de chacun des cycles de l'atelier est de l'ordre de 1000 tonnes d'uranium par an, sous forme de nitrate d'uranyle.

L'atelier T5 assure l'entreposage et l'expédition du nitrate d'uranyle. La capacité d'entreposage est de 2000 m<sup>3</sup> de solution de nitrate d'uranyle, à 400 grammes d'uranium par litre, ce qui correspond à la production annuelle de 800 tonnes.

### 3.2.2.6 Atelier T4 / BSI

Les solutions de nitrate de plutonium provenant du premier cycle de séparation uranium / plutonium de T2 sont reçues dans l'atelier T4 qui assure :

- la purification du plutonium,
- la conversion du nitrate de plutonium en oxyde de plutonium,
- l'homogénéisation et le conditionnement de l'oxyde de plutonium (PuO<sub>2</sub>) en vue d'un entreposage dans les ateliers BSI ou BST1 avant expédition,
- le bilan de sortie du plutonium.

L'atelier T4 assure également le traitement de matières plutonifères non irradiées avant entreposage dans l'atelier BSI.

### 3.2.2.7 Atelier T7 / E-EV/SE

Les solutions de produits de fission concentrés, les solutions de suspension de fines et les concentrats d'effluents basiques entreposés dans l'atelier T2 sont reçus dans l'atelier de T7.

L'atelier de vitrification T7 constitue l'étape intermédiaire entre le traitement des combustibles irradiés effectué dans l'usine UP3-A et le stockage à long terme des produits de fission et des actinides. La vitrification permet de passer d'un produit entreposé sous forme liquide à un produit sous forme solide vitreuse conditionné en Colis Standards de Déchets Vitrifiés (CSD-V).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 51/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Outre les solutions concentrées de produits de fission, sont vitrifiées :

- les suspensions de « fines » (séparées des solutions de dissolution dans l'atelier T1),
- les solutions de rinçages basiques (RB),
- les concentrats d'effluents basiques (CEB).

Les solutions à traiter sont, après ajustage, calcinées et mélangées à de la fritte de verre avant d'être coulées en CSD-V.

Les CSD-V produits sont entreposés dans l'atelier R7 ou l'atelier T7 (INB 116) puis transférés dans les entreposages EEV SE lorsque leur puissance est inférieure à 2 kW.

### 3.2.2.8 ACC - ECC

L'atelier ACC assure la réduction, par un procédé de compactage, du volume de déchets non susceptibles de stockage en surface, issus du traitement des combustibles dans les ateliers du site de La Hague.

Ces déchets sont constitués des coques et embouts provenant :

- du flux en ligne des ateliers de cisailage T1 et R1 (UP2-800),
- de l'entreposage temporaire D/E EDS (fûts de coques et embouts sous eau).

Parallèlement, l'atelier ACC traite les déchets technologiques non susceptibles d'un stockage en surface provenant du site de La Hague.

L'atelier produit des déchets compactés conditionnés dans des Colis Standards de Déchets Compactés (CSD-C). Les CSD-C produits sont entreposés dans l'atelier ECC.

### 3.2.2.9 AD2

L'atelier AD2 assure le transport, le conditionnement et l'expédition des déchets technologiques en provenance des autres ateliers de l'Etablissement.

### 3.2.2.10 EDS - D/E EDS

Les ateliers EDS et D/E EDS (Entreposage de Déchets Solides) sont constitués d'un ensemble d'installations assurant :

- l'entreposage sur le site de La Hague des déchets conditionnés Non Susceptibles de Stockage en Surface (N3S) et des déchets conditionnés Compatibles avec un Stockage en Surface (C2S) produits par l'atelier AD2,
- la reprise pour expédition hors de l'Etablissement des déchets conditionnés C2S.

L'atelier EDS comprend principalement des alvéoles d'Entreposage de Déchets de Cisailage et Technologique (EDC - EDT) et des Aires d'entreposage de Déchets Technologiques (ADT).

L'expédition des déchets conditionnés C2S vers les sites de stockage est assurée par le bâtiment UCC (Unité de Chargement des Conteneurs de transport).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 52/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.2.2.11 BC - Annexe BC

L'atelier BC centralise l'exploitation des ateliers T1, T2, T3/T5, T4, T7 de l'usine UP3-A et assure les fonctions suivantes :

- la réception et la transmission de toutes les informations, nécessaires à la conduite du procédé des ateliers cités ci-dessus, dans la salle de conduite de procédé,
- les analyses de routine des échantillons provenant de divers ateliers du site dans les laboratoires,
- la surveillance du contrôle de la radioprotection depuis la salle de conduite Radioprotection,
- la réception, la préparation et la distribution vers les divers ateliers de l'usine de certains réactifs,
- la distribution de certaines utilités.

Le bâtiment Annexe BC, assure :

- le traitement d'effluents issus des laboratoires implantés dans l'atelier,
- l'analyse d'échantillons d'oxyde de plutonium dans le LRO (Laboratoire Recette Oxydes) ; ces échantillons sont prélevés dans les ateliers T4 et R4,
- l'analyse d'échantillons dans les installations du LSS (Laboratoire Sur Site). Ces échantillons sont prélevés dans les ateliers d'UP2-800 et d'UP3-A.

### 3.2.3 INB 117

L'Installation Nucléaire de Base 117 (ensemble industriel UP2-800) assure le traitement d'assemblages combustibles irradiés (provenant des réacteurs nucléaires à eau légère et des réacteurs de recherche) et de matières plutonifères.

Le traitement du combustible usé a pour objectifs :

- la récupération des matières énergétiques, uranium et plutonium, en vue de leur recyclage en réacteur sous forme de nouveaux assemblages combustibles,
- le conditionnement des matières non valorisables, les déchets ultimes, sous un volume minimal, dans des matrices stables adaptées à leur contenu, en vue de leur stockage définitif.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 53/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

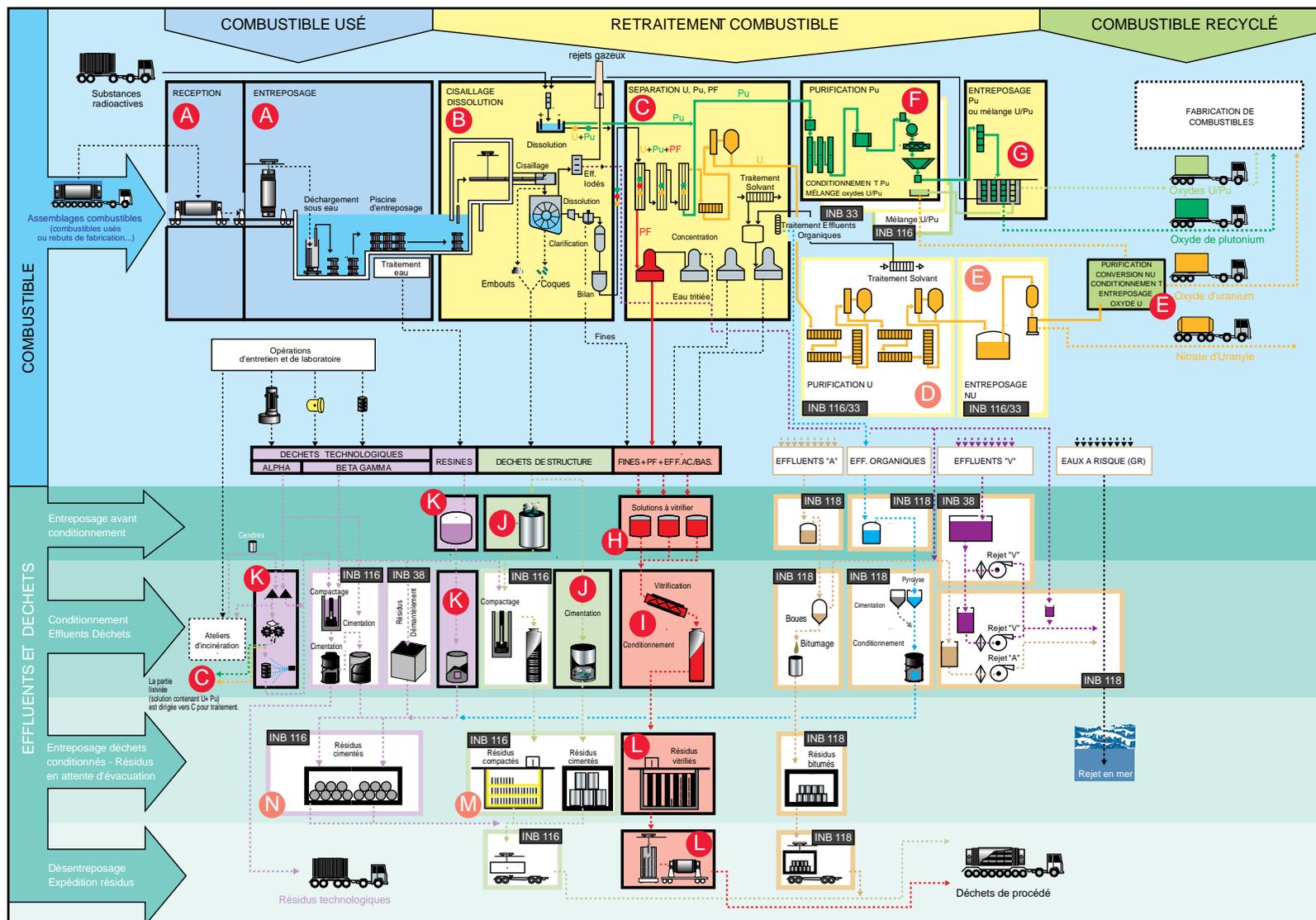


Figure 8 – Schéma des fonctions de l'INB 117

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 54/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.2.3.1 Ateliers NPH / AMEC

L'atelier NPH assure la réception, le déchargement et l'entreposage des assemblages combustibles provenant des réacteurs à eau ordinaire.

Cet atelier permet d'effectuer les opérations de réception des emballages de transport, d'en extraire sous eau les assemblages combustibles et de les placer sous eau dans les paniers d'entreposage.

Les paniers sont ensuite transférés dans la piscine d'entreposage 901, d'une capacité totale de 2 000 tonnes d'uranium.

Cet atelier permet également le transfert d'assemblages combustibles irradiés en panier dans la piscine C, la piscine HAO/Nord (INB 80) et l'atelier R1 via des canaux de liaison.

L'atelier NPH comprend une installation de Désentreposage des Résidus Vitriifiés ou Compactés (DRV) ; celle-ci permet le désentreposage des conteneurs standards de déchets vitriifiés (CSD-V) ou compactés (CSD-C) en vue de leur retour vers les clients étrangers ou français.

L'Atelier de Maintenance et Entretien des Châteaux AMEC 1 est situé à l'Est du bâtiment AML (Atelier de Mise sur Lorry) faisant lui-même partie de l'installation NPH.

Les opérations réalisées dans l'AMEC 1 sont des opérations d'inspection, entretien, maintenance et réparation des emballages de substances radioactives.

L'Atelier de Maintenance et Entretien des Châteaux AMEC 2, contigu à celui de l'AMEC 1, et l'Atelier de Maintenance des Citernes et Conteneurs (AMCC) sont destinés à réaliser les opérations d'inspection et de maintenance des systèmes de transport de matériaux composés en parts plus ou moins importantes de matières fissiles non irradiées.

### 3.2.3.2 Piscine C

La piscine C assure l'entreposage des assemblages combustibles irradiés, préalablement mis en panier d'entreposage :

- soit dans l'atelier T0 (atelier de déchargement à sec),
- soit dans l'atelier NPH (atelier de déchargement sous eau).

La piscine C est reliée à la piscine D par un canal de liaison (transfert sous eau) et à la piscine NPH par l'intermédiaire du TIP (transfert hors d'eau).

La capacité d'entreposage de la piscine C a été portée à 4 800 tonnes d'uranium et de plutonium par le décret du 10 janvier 2003 sous réserve d'un accord spécifique.

### 3.2.3.3 Atelier R1

L'atelier R1 vient immédiatement en aval des piscines d'entreposage des assemblages combustibles et assure :

- le cisailage des assemblages combustibles irradiés,
- la dissolution dans l'acide nitrique des tronçons obtenus,
- la clarification des solutions de dissolution.

L'atelier R1 est alimenté en assemblages combustibles depuis la piscine 901 d'entreposage de l'atelier NPH via le canal de liaison « NPH - R1 chaîne B » (chaîne A inactive).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 55/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les principales opérations, effectuées dans l'atelier R1, sont les suivantes :

- l'alimentation de la cisaille en assemblages combustibles au moyen d'un pont basculeur,
- le cisailage en tronçons des crayons combustibles,
- la dissolution des substances radioactives des tronçons dans un dissolvant rotatif,
- la clarification des solutions chargées en produits de fission insolubles et en fines de cisailage au moyen d'une décanteuse centrifuge.

L'atelier R1 assure également la redissolution d'oxyde de plutonium ou de matière MOX non irradiées dans l'Unité de Redissolution du Plutonium (URP).

Les principales opérations, effectuées dans l'URP, sont les suivantes :

- le déchargement, l'entreposage temporaire et le déconditionnement des matières MOX non irradiées (sous forme de poudres ou de pastilles), et des poudres d'oxyde de plutonium provenant d'installations d'entreposage de plutonium,
- la dissolution de ces matières et de ces poudres dans l'URP.

#### 3.2.3.4 Atelier R2

Les solutions de dissolution de l'atelier R1 sont reçues dans l'atelier R2 qui assure :

- la séparation par extraction des solutions de produits de fission (PF), des solutions d'uranium et de plutonium,
- la concentration par évaporation des solutions PF et le transfert des solutions PF concentrés vers les ateliers SPF5 et SPF6,
- la séparation uranium / plutonium au premier cycle,
  - . en version partition, la concentration de la solution d'uranium et son transfert vers T3 et le transfert de la solution de plutonium vers R4,
  - . en version coréextraction, la concentration du mélange de solutions d'uranium et de plutonium,
- le recyclage des solutions de plutonium américié en provenance de l'URP de l'atelier R1 vers l'atelier R4.

Il est à noter que l'atelier R2 fonctionne actuellement en version partition uniquement.

#### **Atelier rattaché à R2**

L'atelier UCD « Unité Centralisée de traitement des Déchets  $\alpha$  » assure, dans l'atelier R2, la décontamination de déchets riches en plutonium par un procédé de dissolution argentique de l'oxyde de plutonium ( $\text{PuO}_2$ ).

L'UCD reçoit les fûts de déchets alpha à décontaminer, contenant des traces de plutonium, issus des ateliers T4 (INB 116), MAPu (INB 33) et R1 et du bâtiment 119 (INB 38).

L'UCD reçoit également des déchets technologiques issus des usines françaises de fabrication de MOX.

La décontamination des déchets a pour objectif d'atteindre un niveau permettant le stockage en surface après traitement et conditionnement.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 56/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les principales opérations, effectuées dans l'atelier UCD, sont les suivantes :

- l'entreposage, la manutention et le contrôle des fûts de déchets  $\alpha$ ,
- le traitement mécanique des déchets technologiques sur chacune des deux chaînes,
- le traitement des déchets technologiques par lixiviation (chaîne B/C).

Les solutions chargées en plutonium et / ou uranium issues de ces opérations sont transférées au 1 CUPu de l'atelier R2.

### 3.2.3.5 Ateliers SPF4, SPF5 et SPF6

Les ateliers SPF5 et SPF6 entreposent les solutions issues de l'unité de concentration des Produits de Fission (PF) de l'atelier R2 et éventuellement celles de l'atelier HA/PF. Ils abritent chacun quatre cuves d'entreposage de 120 m<sup>3</sup>.

Le rôle des ateliers SPF5 et SPF6 est d'assurer :

- la réception et l'entreposage des solutions concentrées de PF,
- la réception et l'entreposage des solutions de rinçages basiques provenant de R2,
- l'alimentation de l'atelier de vitrification R7.

L'atelier SPF4 construit antérieurement avec 4 cuves de 120 m<sup>3</sup>, constitue une possibilité de secours en cas de défaillance des capacités d'entreposage des ateliers SPF5 et SPF6.

### 3.2.3.6 Atelier R4

L'atelier R4 reçoit les solutions de nitrate de plutonium issues du traitement en ligne des assemblages combustibles dans les ateliers R1 (cisaillement/dissolution) et R2 (1er cycle de décontamination et partition U-Pu). Ces solutions sont purifiées, concentrées, puis le plutonium en solution est converti en oxyde de plutonium PuO<sub>2</sub> par précipitation puis calcination. L'oxyde de plutonium est ensuite conditionné en boîtes et transféré vers l'atelier BST1.

Les principales opérations, effectuées dans l'atelier R4, sont les suivantes :

- la purification et la concentration de la solution de nitrate de plutonium,
- la conversion du nitrate de plutonium en oxyde de plutonium,
- l'homogénéisation de la poudre de PuO<sub>2</sub> et son conditionnement en boîtes.

Les boîtes de PuO<sub>2</sub> sont transférées sur l'atelier BST1 via un réseau de transfert pneumatique.

### 3.2.3.7 Ateliers BST1 - Extension BST1

L'atelier BST1 et son extension (Extension BST1) assurent le conditionnement et l'entreposage des boîtes d'oxyde de plutonium en provenance de l'atelier R4.

Les principales opérations, réalisées dans l'atelier BST1, sont les suivantes :

- le conditionnement des boîtes d'oxyde de plutonium dans des étuis eux-mêmes placés dans des conteneurs,
- l'entreposage de ces conteneurs,
- l'entreposage de conteneurs d'oxyde mixte uranium / plutonium,

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 57/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- le conditionnement des conteneurs dans des emballages de transport,
- l'expédition et la réception des emballages de transport,
- le retrait des conteneurs reçus en emballages de transport.

L'Extension BST1 permet l'entreposage de conteneurs en provenance de l'atelier BST1 et leur réexpédition vers cet atelier.

### 3.2.3.8 Atelier R7

Les solutions concentrées de PF entreposées dans les ateliers SPF5 et SPF6 sont réceptionnées dans l'atelier R7.

L'atelier de vitrification R7 constitue l'étape intermédiaire entre le traitement de combustibles irradiés, effectué dans l'usine UP2-800, et le stockage à long terme des produits de fission et des actinides. La vitrification permet de passer d'un produit entreposé sous forme liquide à un produit sous forme solide vitreuse conditionné en Colis Standards de Déchets Vitrifiés (CSD-V).

Ce conditionnement qui consiste dans une insertion des éléments radioactifs dans la structure même du verre procure une très grande stabilité du colis. Sa durabilité en stockage géologique excède ainsi plusieurs centaines de milliers d'années au delà de la durée de vie de la majeure partie des radionucléides.

En entreposage en absence d'eau, le matériau vitreux reste intègre sans évolution significative de sa structure ni relâchement des radionucléides.

Dans des situations hypothétiques accidentelles, il peut supporter des températures très élevées sans évolution de sa structure (600°C environ) ou sans risque de relâchement significatif (température de fusion de l'ordre de 1150°C).

Outre les solutions concentrées de PF issues du traitement des combustibles UOX / MOX, sont vitrifiées les solutions suivantes :

- les solutions issues du traitement des combustibles de type graphite gaz dits UMo,
- les suspensions de « fines » (séparées des solutions de dissolution dans l'atelier R1),
- les rinçages basiques (RB),
- les solutions issues des cuves d'entreposage des Concentrats d'Effluents Basiques (CEB),
- les solutions issues du rinçage des équipements de l'usine UP2-400 dans le cadre de sa mise à l'arrêt définitif (MAD) et de son démantèlement.

Les solutions à traiter sont, après ajustage, calcinées et mélangées à de la fritte de verre avant d'être coulées en CSD-V, CSD-B, CSD-U.

Les colis produits sont entreposés dans l'atelier R7 ou l'atelier T7 (INB 116) puis transférés dans les entreposages EEV SE lorsque leur puissance est inférieure à 2 kW. Les colis pourront, à terme, être entreposés dans l'atelier EEV LH actuellement en construction.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 58/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.2.4 INB 118

L'Installation Nucléaire de Base 118 (ensemble industriel STE3) assure le traitement des effluents liquides : épuration des effluents radioactifs avant leur rejet en mer.

Il comprend également :

- le bassin d'orage Ouest,
- les deux bassins de traitement GU (eaux usées industrielles) et le bassin tampon GUW,
- la station d'épuration à boues activées (STEP),
- le bâtiment « Mesures » 148.0,
- le bâtiment Qualité (MQ),
- le hall de formation (HEF),
- l'héliport,
- le bâtiment de maintenance des équipements routiers,
- deux barrages : le barrage des Moulinets et le barrage de Froide Fontaine,
- plusieurs bâtiments annexes : un restaurant, des parkings, une maison d'hôtes.

L'INB 118 est autorisée par le décret du 12 mai 1981 modifié, en liaison avec les autres installations nucléaires de base du site, à la réception, à l'entreposage, au traitement d'effluents générés par les installations nucléaires de base du site, à leur éventuel recyclage dans la ligne de procédé, au conditionnement et à l'expédition de matières issues du traitement des effluents.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 59/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

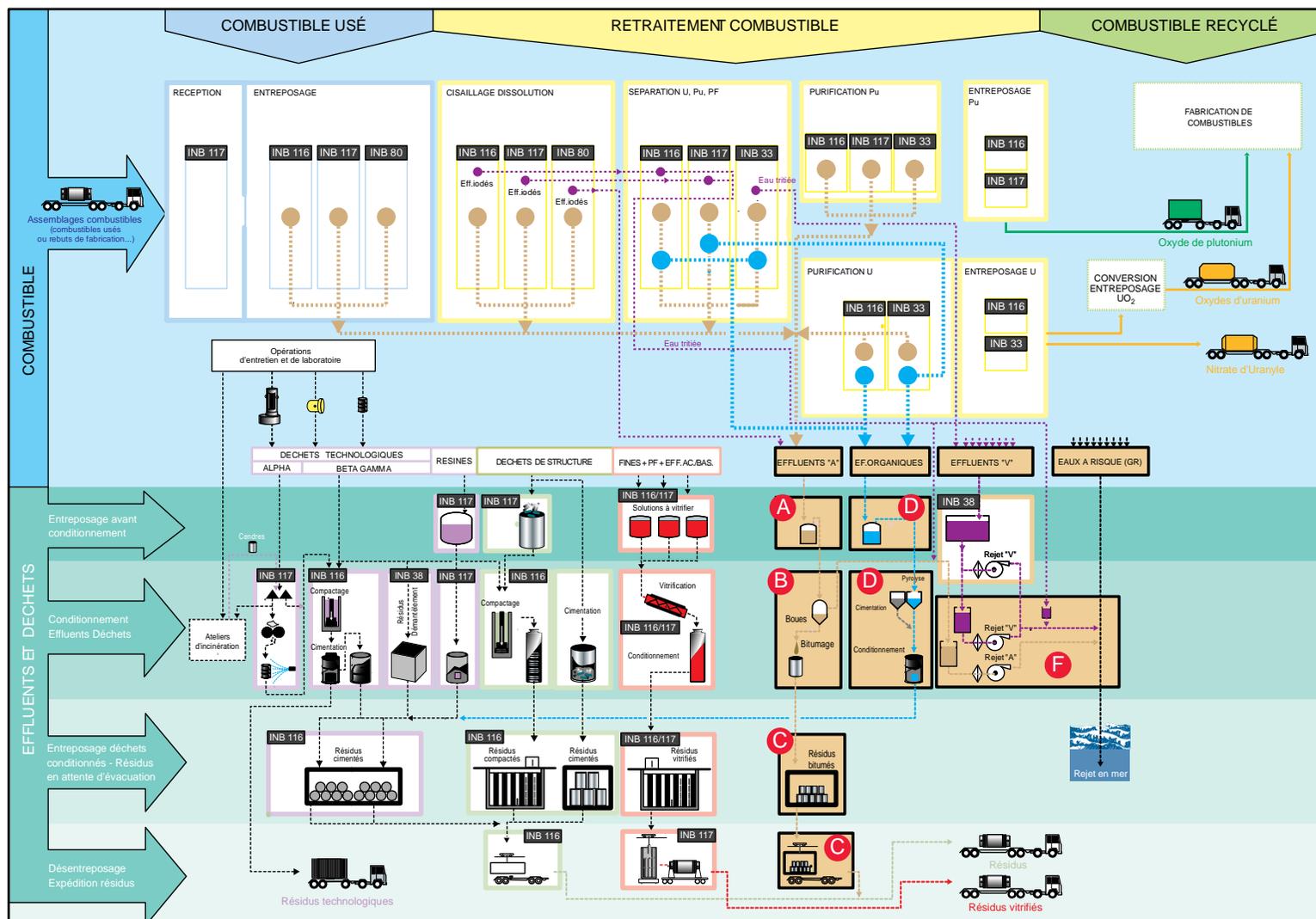


Figure 9 – Schéma des fonctions de l'INB 118

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 60/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.2.4.1 STE3

Les principales opérations effectuées dans l'atelier STE3 sont :

- la réception et l'entreposage des effluents actifs (effluents « A »),
- le traitement des effluents « A »,
- l'entreposage des eaux résiduaires avant rejet en mer,
- l'enrobage dans du bitume des boues issues du traitement des effluents « A »,
- l'entreposage, après conditionnement, des enrobés bitumeux produits,
- le désentreposage et l'expédition en emballages de transport des fûts d'enrobé,
- l'entreposage, avant recyclage, des effluents en provenance des INB 116 et 117,
- le rejet en mer,
- la réception et l'entreposage de déchets technologiques à dominante alpha dans D/E EB.

### 3.2.4.2 D/E EB

L'installation de Désentreposage / Extension Entreposage de fûts de Bitume (D/E EB) permet l'entreposage des fûts d'enrobés produits par le bitumage des boues et l'entreposage des fûts de déchets alpha.

### 3.2.4.3 MDSA

L'installation MDSA (Minéralisation des Solvants - partie A (entreposage)) a pour rôle d'assurer l'entreposage des effluents organiques issus principalement des usines UP3-A et UP2-800.

### 3.2.4.4 MDSB

L'installation MDSB (Minéralisation Des Solvants - partie B (traitement)) a pour rôle d'assurer le traitement des effluents organiques, issus principalement des INB 116 et 117, par un procédé permettant d'obtenir un produit minéral incorporable dans une matrice ciment, conditionné en fûts et stockés de manière définitive dans le centre de stockage de l'ANDRA de l'Aube. Cette installation est annexée à l'atelier STE3.

Les principales opérations effectuées dans MDSB sont les suivantes :

- décomposition thermochimique du TBP (tributyl phosphate) en présence d'un agent de neutralisation (la magnésie) qui comprend la préparation de la suspension, l'alimentation et la pyrolyse de la suspension, la combustion des gaz de pyrolyse et le traitement des gaz de combustion,
- incorporation dans une matrice ciment du produit minéral obtenu qui comprend la cimentation des cendres de pyrolyse et le remplissage, le contrôle et la manutention des fûts.

### 3.2.4.5 Conduite de rejets

Les installations de rejet en mer permettent l'évacuation des eaux résiduaires des stations de traitement des effluents. De même, les ateliers d'Extraction/Concentration (INB 116 et INB 117) rejettent l'eau tritiée provenant de l'unité de récupération d'acide nitrique de ces ateliers ainsi que les effluents iodés provenant des ateliers de Cisailage/Dissolution (INB 116 et INB 117).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 61/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.2.5 INB 33

La vocation initiale de l'INB 33 était d'assurer le traitement des combustibles usés de la filière à Uranium Naturel Graphite Gaz (UNGG), à savoir pelage et dissolution des combustibles, séparation des produits de fission (PF), de l'uranium (U) et du plutonium (Pu), puis purification et conditionnement de l'uranium et du plutonium.

Pour les autres combustibles usés (combustibles oxydes), l'étape de pelage et de dissolution était remplacée par le cisailage et la dissolution, réalisés dans l'atelier HAO/Sud (INB 80). Dans ce cas, la fonction de l'INB 33 était limitée aux opérations faisant suite à la dissolution : séparation des produits de fission (PF), de l'uranium (U) et du plutonium (Pu), puis clarification et conditionnement de l'uranium et du plutonium.

L'INB 33 comporte cinq bâtiments de production qui sont actuellement en attente de mise à l'arrêt définitif que sont le Dégainage (pelage mécanique des combustibles UNGG), HA/DE (pelage chimique et dissolution des combustibles UNGG, extraction des PF), HA/PF (concentration des PF et effluents à vitrifier et entreposage des solutions concentrées avant vitrification), MAU (séparation de l'uranium et du plutonium, puis purification de l'uranium) et MAPu (purification et conditionnement du plutonium). Actuellement, seul l'atelier HA/PF est encore en exploitation afin de concentrer et entreposer les solutions de rinçages provenant des autres bâtiments de l'usine UP2-400.

L'INB 33 comprend également des ateliers qui contribuent au fonctionnement global de l'Etablissement de La Hague et qui sont maintenus en exploitation, ce sont le bâtiment Central, le LCC et la blanchisserie, l'atelier AD1 BDH et l'atelier STU.

La figure ci-dessous présente les procédés mis en œuvre lors de l'exploitation au niveau des différents bâtiments de l'INB 33. Ces procédés sont détaillés ci dessous.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 62/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

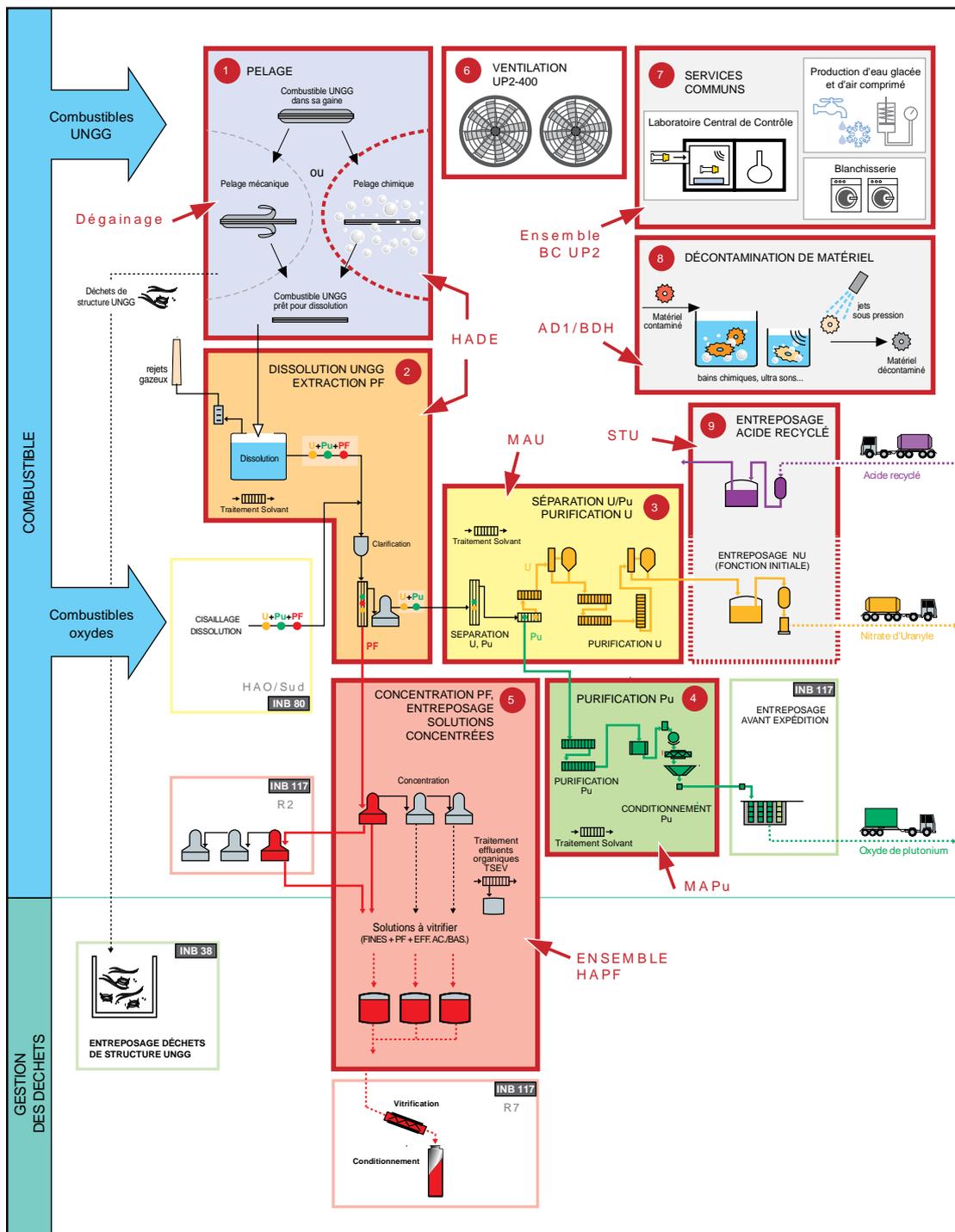


Figure 10 – Procédés mis en œuvre en exploitation au niveau des différents bâtiments de l'INB 33

### 3.2.5.1 Présentation des ateliers de l'INB 33 concernés par les opérations de DEM

#### Bâtiment Dégainage

Les combustibles UNGG irradiés étaient tout d'abord réceptionnés et entreposés dans les piscines S1, S2 et S3 du SOC. Ces piscines ont été réaménagées en 1989, dans le cadre de leur fonctionnement avec HAO/Sud et le Silo HAO et intégrées dans le périmètre de l'INB 80.

Ces combustibles étaient ensuite transférés dans le bâtiment Dégainage où étaient réalisées les opérations de traitement mécanique des assemblages combustibles UNGG. Jusqu'en 1969, le pelage des combustibles était réalisé par un procédé mécanique dans l'atelier Dégainage. Par la suite, il a été réalisé par un procédé chimique, dans l'atelier HA/DE.

L'opération de pelage mécanique était réalisée sous eau. Les déchets issus du pelage mécanique (gainés de magnésium, pions et selles) étaient envoyés dans le silo 115 (INB 38) où ils étaient entreposés dans l'attente d'une filière d'évacuation.

Après pelage, les combustibles, prêts à être dissous, étaient entreposés sous eau au niveau du canal 215-40. Après l'arrêt du traitement des combustibles UNGG, le canal 215-40 a alors servi à l'entreposage et au conditionnement des déchets récupérés, dans des curseurs. A partir de 1988, la partie Est du canal 215-40 a été aménagée pour constituer la piscine du SOD (Stockage Organisé des Déchets) dans laquelle les curseurs de déchets sont entreposés. La reprise des déchets du SOD est prévue de 2023 à 2026.

L'eau des différentes piscines du Dégainage nécessitait un traitement, effectué par des résines échangeuses d'ions. Les résines usagées ont été entreposées dans des décanteurs dans l'attente d'une filière d'évacuation. Ces résines font actuellement l'objet d'opérations de reprise. La reprise des résines du décanteur 4 a débuté en 2009 et se poursuivra jusqu'en 2016. La reprise des résines des décanteurs 1 à 3 et 6 à 9 se déroulera de 2018 à 2027.

#### Bâtiment HA/DE

Le bâtiment HA/DE assurait en exploitation la réception des barreaux de combustibles issus de la filière des combustibles UNGG en provenance du bâtiment Dégainage, leur pelage chimique (depuis 1969), leur dissolution et la clarification de la solution de dissolution puis la séparation de l'uranium, du plutonium et des produits de fission.

Les opérations de pelage chimique consistaient à dissoudre la gaine de magnésium recouvrant les combustibles UNGG. Cette opération était réalisée dans des cuves de pelage, les solutions de pelage étaient ensuite envoyées vers la station de traitement des effluents.

Le bâtiment HA/DE réceptionnait également, dans le cas des combustibles des filières « eau légère » et « neutrons rapides », les solutions de dissolution clarifiées en provenance du bâtiment HAO/Sud et réalisait éventuellement une seconde clarification.

La solution d'uranium et de plutonium était ensuite concentrée puis envoyée vers le bâtiment MAU. Les solutions de produits de fission étaient transférées vers l'atelier HA/PF.

A la fin de l'exploitation, des opérations de rinçages et de chasse matière ont été réalisées afin de réduire le terme source résiduel présent dans les équipements.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 64/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Bâtiment MAU

Le bâtiment MAU procédait à la décontamination puis la partition de l'uranium et du plutonium contenus dans la solution nitrique provenant du bâtiment HA/DE. Le bâtiment MAU pouvait également procéder à la décontamination puis la partition de l'uranium et du plutonium contenus dans la solution nitrique provenant de l'atelier R2 en mode de coréextraction U + Pu, ou à la décontamination de l'uranium contenu dans la solution nitrique provenant de l'atelier R2 en mode partition U/Pu.

La solution de nitrate d'uranyle était entreposée dans le bâtiment STU. La solution de nitrate de plutonium était envoyée vers le bâtiment MAPu.

A la fin de l'exploitation, des opérations de rinçages ont été réalisées afin de réduire le terme source résiduel présent dans les équipements.

### Bâtiment MAPu

Le bâtiment MAPu procédait à la conversion du plutonium présent en solution nitrique provenant du bâtiment MAU. Le bâtiment MAPu pouvait également procéder à la conversion du plutonium présent en solution provenant du bâtiment R2 en mode partition U/Pu en oxyde de plutonium. La poudre d'oxyde de plutonium était ensuite conditionnée dans des boîtes, qui étaient transférées vers l'atelier BST1 ou son extension (INB 117).

A la fin de l'exploitation, des opérations de rinçages ont été réalisées afin de réduire le terme source résiduel présent dans les équipements de la voie humide. De même, des opérations de dépose de boîte à gants de la voie sèche ont été entreprises depuis 2006 afin de diminuer la quantité de plutonium résiduel susceptible d'être présent.

### Bâtiment HA/PF

L'ensemble HA/PF est composé des bâtiments HA/PF, extension NCP1, entreposage solvant, SPF2, SPF3, CRS 3, GE1 et GE2. Le bâtiment HA/PF est actuellement en fonctionnement, en attente de démantèlement.

Les bâtiments HA/PF, extension NCP1 et entreposage solvants assuraient principalement la concentration des solutions de produits de fission provenant des bâtiments HA/DE, MAU et MAPu. Ils assurent désormais la concentration d'effluents liquides. Ces bâtiments assurent également le traitement et l'entreposage de solvants usés provenant des bâtiments HA/DE et MAU et la production d'acide nitrique concentré à partir des distillats issus des opérations de concentration. Après traitement, les solvants usés sont entreposés dans les cuves des bâtiments 1470, 1471 et 1472. Ces solvants seront traités à terme par incinération sur CENTRACO. Les cuves d'entreposage de SPF1 servent uniquement de cuves de transit et sont situées dans le bâtiment HA/PF.

Les bâtiments SPF2 et SPF3 assurent l'entreposage de solutions concentrées de PF, de solutions concentrées d'effluents et de solutions issues des rinçages basiques des unités de concentration du bâtiment HA/PF. Après entreposage, ces solutions sont envoyées vers l'atelier R7 pour vitrification. Le traitement des PF entreposés sur SPF2 est prévu de 2011 à 2017.

Le bâtiment CRS 3 assure la production d'eau de refroidissement et d'eau glacée pour les installations de l'ensemble HA/PF, entreposage solvants, SPF1, SPF2, SPF3 et SPF4.

Les bâtiments GE1 et GE2 abritent les groupes électrogènes de « 3<sup>ème</sup> secours » GE1 et GE2.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 65/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.2.5.2 Présentation des ateliers de l'INB 33 maintenus en exploitation

Les ateliers décrits ci-après, bien que faisant partie de l'INB 33, ne sont pas concernés par les opérations de démantèlement, et sont maintenus en exploitation car ils contribuent au fonctionnement global de l'Etablissement.

#### Ensemble Bâtiment Central UP2

Les installations de l'ensemble BC-UP2 (hors installations de ventilation des bâtiments MAU, HA/DE et de l'ensemble HA/PF) abritent diverses unités nécessaires au fonctionnement des ateliers du site de La Hague, dont notamment la blanchisserie située dans le BCO et les unités de production d'air industriel et d'eau glacée situées dans le BCE.

La blanchisserie permet le traitement et l'entretien des tenues de travail et d'intervention utilisées dans les ateliers ainsi que le traitement des effluents « V » générés par la blanchisserie active. Ces effluents sont recueillis dans une cuve tampon puis filtrés avant d'être évacués vers l'atelier STE-V.

L'installation d'eau glacée permet de produire de l'eau glacée nécessaire au fonctionnement d'ateliers du site pour la climatisation des locaux et le refroidissement de certains appareils procédé. L'installation de production d'air industriel permet de produire de l'air comprimé nécessaire au fonctionnement d'ateliers du site.

#### Atelier STU

L'atelier STU assurait l'entreposage des solutions de nitrate d'uranyle produites dans le MAU et l'expédition par citerne vers les ateliers de conversion. L'atelier STU permet actuellement la réception et le recyclage vers l'atelier R2 d'acide recyclé provenant de l'atelier TU5 du site de Pierrelatte. Il assure également le transfert d'acide vers l'atelier STE3. L'atelier STU permet en outre l'acheminement d'acide recyclé vers les installations d'UP2-400 en vu des opérations de rinçages.

#### Atelier AD1 BDH

Les rôles principaux de l'atelier AD1-BDH sont d'assurer l'assainissement d'équipements d'unités nucléaires (mécanique, électromécanique, électronique ...) sous la forme d'un traitement de décontamination, ainsi que l'expertise de matériels radioactifs. Des opérations telles que le transfert de conditionnement ou le traitement de déchets y ont lieu.

Les matériels à traiter sont introduits dans les salles blindées, où ils sont décontaminés à l'aide de divers procédés dont les jets sous pression, les bains chimiques, d'ultrasons, électrolyse et de décontamination par frottis. Lorsque la contamination n'est pas accessible directement, un démontage partiel ou total est parfois nécessaire.

#### Laboratoire Central de Contrôle (LCC)

Le Laboratoire Central de Contrôle (LCC) a pour fonction :

- d'effectuer des analyses de bilan, qualité et contrôle de spécification sur les produits finis et les matières nucléaires,
- d'effectuer à la demande des études et essais dans le domaine de la chimie du procédé à l'échelle laboratoire ou semi-pilote ou encore dans le domaine des nouvelles méthodes d'analyse,

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 66/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- d'effectuer des analyses spéciales ne pouvant pas être réalisées en contrôle de routine de production. Cette fonction de contrôle de production est réalisée par d'autres laboratoires du site.

Les prises d'échantillons sont effectuées, soit automatiquement au moyen de bancs de prises d'échantillons installés dans les ateliers, soit manuellement. Les échantillons prélevés sont ensuite acheminés par l'intermédiaire d'un Réseau de Transport Pneumatique (RTP) et analysés dans des enceintes confinées.

### 3.2.6 INB 38

La vocation initiale de l'INB 38 était d'assurer le traitement, avant rejet en mer, des effluents liquides radioactifs de faible et moyenne activités en provenance des ateliers de l'usine UP2-400.

Le traitement des effluents « A » réalisé sur le bâtiment STE2-A consistait à piéger les éléments radioactifs dans des résidus solides (appelées boues de traitement) qui sont stockés dans des Silos. Les effluents « V » étaient neutralisés, filtrés et vérifiés avant rejet.

Outre sa fonction de traitement des effluents, l'INB 38 assurait également la fermeture des conteneurs CBF-K de déchets solides, ainsi que l'entreposage de déchets de faible ou moyenne activité provenant principalement d'ateliers d'UP2-400, pour lesquels les filières d'évacuation n'étaient pas définies lors de leur production (Silo 115, bâtiment 119, bâtiment 128, Silo 130 et fosses d'entreposage).

L'INB 38 comprend également des ateliers qui contribuent au fonctionnement global de l'Etablissement et qui sont maintenus en exploitation. Ces ateliers maintenus sont les ateliers STE-V permettant le traitement de l'ensemble des effluents « V » de l'Etablissement, le bâtiment 116 permettant la fermeture des conteneurs CBF-K de déchets solides et les aires extérieures d'entreposage de déchets.

#### 3.2.6.1 Présentation des ateliers de l'INB 38 concernés par les opérations de DEM

##### Bâtiment STE2-A

Le bâtiment STE2-A permettait la décontamination des effluents liquides actifs générés lors des opérations de traitement de combustibles dans l'usine UP2-400. Les fonctions principales du bâtiment STE2-A étaient de collecter et traiter les effluents « A » et d'entreposer les boues issues du traitement en vue d'une reprise et d'un conditionnement ultérieur.

Les effluents « A », provenant des bâtiments d'UP2-400 étaient réceptionnés puis subissaient des opérations de co-précipitation chimique et décantation des boues. Les boues de co-précipitation étaient ensuite envoyées vers les silos d'entreposage et les surnageants étaient repris et filtrés puis entreposés avant rejet en mer par la conduite de rejets (située dans l'INB 118).

Les boues issues du traitement chimique des effluents étaient transférées vers les silos où elles sont entreposées dans des cuves ou bassins.

Les effluents « V », provenant de l'ensemble de l'Etablissement étaient également traités sur STE2-A. Le traitement des effluents « V » est aujourd'hui effectué sur l'atelier STE2-V.

##### Bâtiment AT1

Le bâtiment AT1 fait également partie de l'INB 38. Il a été utilisé de 1969 à 1979 pour le traitement d'assemblages combustibles en provenance de réacteurs rapides (Rapsodie, Phénix). L'arrêt définitif de production a été notifié à l'Autorité de Sûreté en juin 1979.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 67/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le bâtiment AT1 permettait le traitement du combustible en utilisant le procédé PUREX. Les opérations de traitement étaient réalisées dans des salles blindées de très haute activité.

Les opérations de procédé réalisées en exploitation dans le bâtiment AT1 étaient les suivantes :

- introduction dans l'installation du combustible transporté par châteaux,
- le cisailage mécanique du combustible et sa dissolution dans l'acide nitrique,
- la filtration des solutions de dissolution,
- la séparation U + Pu + PF à l'aide de solvant TBP,
- l'élaboration du nitrate d'uranyle et de la poudre d'oxyde de plutonium.

Des opérations de rinçage des installations du procédé ont été réalisées à la fin de l'exploitation.

Des opérations préliminaires au démantèlement ont été réalisées entre 1982 et 1985 et ont consisté à la mise en ordre du bâtiment, à des reconnaissances radiologiques et à la mise en place des matériels nécessaires aux interventions ultérieures. Les opérations d'assainissement et de démantèlement se sont déroulées de 1982 à 2001.

### Silo 115 et Silo 130

Les Silos 115 et 130 permettaient la réception et l'entreposage de déchets solides issus du dégainage des combustibles UNGG.

Les déchets solides entreposés dans le Silo 115 sont principalement constitués par des gaines magnésium et des chemises graphite provenant du dégainage des combustibles UNGG. D'autre part, le bâtiment assure l'entreposage de divers déchets solides en provenance d'AT1 et de pastilles d'uranium. Les déchets sont entreposés, à sec, dans trois cuves de 400 m<sup>3</sup> situées dans un silo constituant la partie inférieure du bâtiment 115.

Les déchets solides entreposés dans le Silo 130 sont principalement constitués par des bouchons de magnésium et des chemises graphite provenant du dégainage avant pelage chimique des combustibles UNGG. Le bâtiment assure également l'entreposage de divers déchets solides constitués en particulier par des selles, des fils de selles et des pions en ATR (alliage de zirconium, de cuivre et de molybdène). Ces déchets proviennent des combustibles Bugey contenus dans des casiers de transfert.

Suite à un incendie survenu le 6 janvier 1981, les fosses d'entreposage ont été noyées sous eau, et depuis cette date, les déchets sont entreposés sous eau. De plus, suite à cet incendie, des terres et gravats légèrement contaminés ont été entreposés dans le Silo 130.

Le début de reprise des déchets du Silo 130 est prévu pour mi 2016 pour une fin en 2023.

La reprise des déchets du Silo 115 est prévue de 2021 à 2027.

### Bâtiment 128

Le bâtiment 128 assure l'entreposage de conteneurs de déchets divers (essentiellement des déchets technologiques (outils, pinces télémanipulateurs, copeaux d'usinage ...) issus de zone 4, et quelques déchets procédé) en provenance du CEA de Fontenay aux Roses.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 68/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les déchets sont entreposés dans une fosse en béton totalement enterrée, munie d'un cuvelage en acier. Les opérations de réception ont été arrêtées en 1981.

La reprise des déchets du bâtiment 128 s'effectuera de 2029 à 2030.

### Bâtiment 119

Le bâtiment 119 assure l'entreposage et le désentreposage de fûts de déchets contaminés par du plutonium, non susceptibles de stockage en surface et en attente d'un traitement puis d'un conditionnement définitif.

Les fûts de déchets font actuellement l'objet d'un désentreposage dans le cadre de l'exploitation du bâtiment, et sont traités dans les ateliers UCD ou AD2, où ils sont conditionnés en conteneurs béton. La fin des opérations de reprise des fûts de déchets est prévue pour 2013.

### Zone Nord-Ouest (ZNO) : entreposage de déchets technologiques de faible ou très faible activité

Dans la partie Ouest de l'INB 38, plusieurs aires sont utilisées pour l'entreposage de déchets inactifs ou de faible ou très faible activité.

Les fosses 1 à 27 ont servi à l'entreposage de déchets technologiques et d'exploitation. Les fosses 1 à 23 ont reçu des déchets technologiques produits par l'Etablissement de La Hague entre 1969 et 1981. Les fosses 24 et 27 ont reçu des paniers de combustibles déclassés (issus du bâtiment HAO/Nord) de 1979 à 1988. La fosse 25 a reçu des gaines et des caissons de ventilation de l'usine UP2-400.

Les deux fosses ECH ont servi d'entreposage des Extracteurs Centrifuge Hague du HADE entre 1973 et 1997.

Les fosses 1 à 27 sont vides, assainies et peintes (à l'exception des fosses 2, 17, 18 et 26, détaillées ci-dessous) :

- la fosse 2 contient un équipement mécanique stabilisé dans du béton,
- les fosses 17 et 18 peuvent contenir des effluents,
- la fosse 26 contient environ 133 m<sup>3</sup> de boues de traitement, réparties dans 10 cuves en polyéthylène. Un bâtiment à charpente métallique est implanté sur la fosse. Il abrite des équipements de prise d'échantillon dans les fosses et permet l'accès à l'intérieur de la fosse 26,
- les fosses ECH ne contiennent que des effluents issus de l'infiltration des eaux de pluie.

L'aire d'entreposage de déchets conditionnés (bâtiments 400.0 et 400.2) permet de recevoir des déchets en attente de traitement. Cette aire est constituée d'un terre-plein ainsi que d'un hangar bâché.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 69/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.2.6.2 Présentation des ateliers de l'INB 38 maintenus en exploitation

Les ateliers décrits ci-après, bien que faisant partie de l'INB 38, ne sont pas concernés par les opérations de démantèlement, et sont maintenus en exploitation car ils contribuent au fonctionnement global de l'Etablissement.

#### Bâtiment 116

Le bâtiment assure la cimentation de déchets technologiques provenant des ateliers de l'Etablissement et préconditionnés en conteneurs.

Les opérations réalisées dans le bâtiment 116 sont la réception, le traitement, le conditionnement et l'évacuation de déchets solides ainsi que le comptage et la pesée des boîtes intermédiaires (BI) et des boîtes fusibles (BP) ainsi que le pré bétonnage de caissons métalliques. Le bâtiment assure également l'entreposage provisoire de CBF-K.

#### Bâtiment STE-V

L'atelier STE-V, mis en service en 1987, assure le traitement des effluents « V » provenant de l'ensemble de l'Etablissement ainsi que d'établissements extérieurs. La réception des effluents « V » provenant du site est réalisée à l'aide d'un réseau de caniveaux, qui achemine les effluents vers cinq bassins d'entreposage. Les effluents peuvent également être acheminés par citerne mobile.

Les effluents sont ensuite filtrés puis transférés vers la conduite de rejet. Les particules filtrées sont transférées pour y être entreposées avant traitement par l'atelier STE3.

#### Aires d'entreposage de déchets solides inactifs ou de faible activité

Dans la partie Ouest de l'INB 38, plusieurs aires sont utilisées pour l'entreposage de déchets inactifs ou de faible ou très faible activité :

- la plateforme aménagée permet l'entreposage de terres, gravats et bitumes de très faible activité (TFA), en attente d'évacuation vers le site de stockage des déchets TFA,
- la plateforme de dépôt de matériels et de déchets douteux et aire de tri des DIB qui accueille des matériels pouvant être réutilisés ou des déchets en attente de conditionnement avant évacuation,
- les tranchées qui ont reçu, de 1971 à 1978, des déchets de très faible activité (TFA),
- le parc aux ajoncs, qui a permis d'entreposer des déchets de très faible activité (TFA) ou inactifs : terres, gravats, ferrailles et produits de démolition.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 70/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.2.7 INB 47

Le bâtiment ELAN IIB, dont la mise en service a été effectuée en 1970, a été conçu pour la fabrication de sources scellées de césium 137 et de strontium 90.

La production de sources scellées dans l'INB 47 a été arrêtée à partir de 1973 pour des raisons économiques. L'installation a alors été mise en sommeil dans un état sûr, permettant la reprise de la production en cas d'un retour favorable du marché. La décision d'arrêter définitivement l'installation a été prise en 1977 par le CEA. Des opérations d'assainissement ont été menées entre 1980 et 1996. Depuis cette date, une surveillance radiologique est maintenue dans l'installation.

Le césium était transporté depuis le site du CEA/Marcoule vers le bâtiment ELAN IIB dans des colonnes d'élution, sous forme ionique sur un échangeur minéral. Dans le bâtiment, le césium était élué à chaud à l'aide d'une solution d'acétate d'ammonium. Cette opération était réalisée directement à partir de la colonne d'élution, qui était reliée aux cuves d'alimentation du procédé implantées en salle 900.

Le strontium était acheminé dans des étuis soudés, sous forme de titanate de strontium, dans le bâtiment ELAN IIB. Ces étuis étaient introduits puis ouverts dans la salle 903. Le titanate de strontium était alors fractionné dans des petits creusets puis compacté avant conditionnement sous une double enveloppe métallique.

Les colonnes d'élution et les capsules de titanate de strontium seront conditionnées puis évacuées du bâtiment ELAN IIB en vue d'un traitement final.

Les opérations de démantèlement à venir consistent à assainir les équipements restants et le Génie Civil, déposer la ventilation et déclasser radiologiquement les locaux.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 71/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.2.8 INB 80

L'INB 80 réalisait les premières étapes du processus de traitement des combustibles nucléaires oxydés :

- déchargement et entreposage des combustibles dans le bâtiment HAO/Nord,
- cisailage et de dissolution des combustibles dans le bâtiment HAO/Sud et traitement des eaux de la piscine 907 sur le bâtiment Filtration,
- entreposage de déchets de structure dans le Silo HAO et le SOC.

Les solutions de dissolution produites dans l'INB 80 étaient ensuite transférées vers les autres ateliers de l'ensemble UP2-400, dans lesquels avait lieu la suite des opérations de traitement (séparation, purification, conditionnement ...).

Lors de l'exploitation de l'INB 80, la filière de conditionnement ultime des coques et embouts n'était pas définie. Ils ont donc été entreposés, au sein de l'INB dans l'attente d'une filière adaptée.

La figure ci-dessous présente les procédés mis en œuvre lors de l'exploitation au niveau des différents bâtiments de l'INB 80. Ces procédés sont détaillés ci dessous.

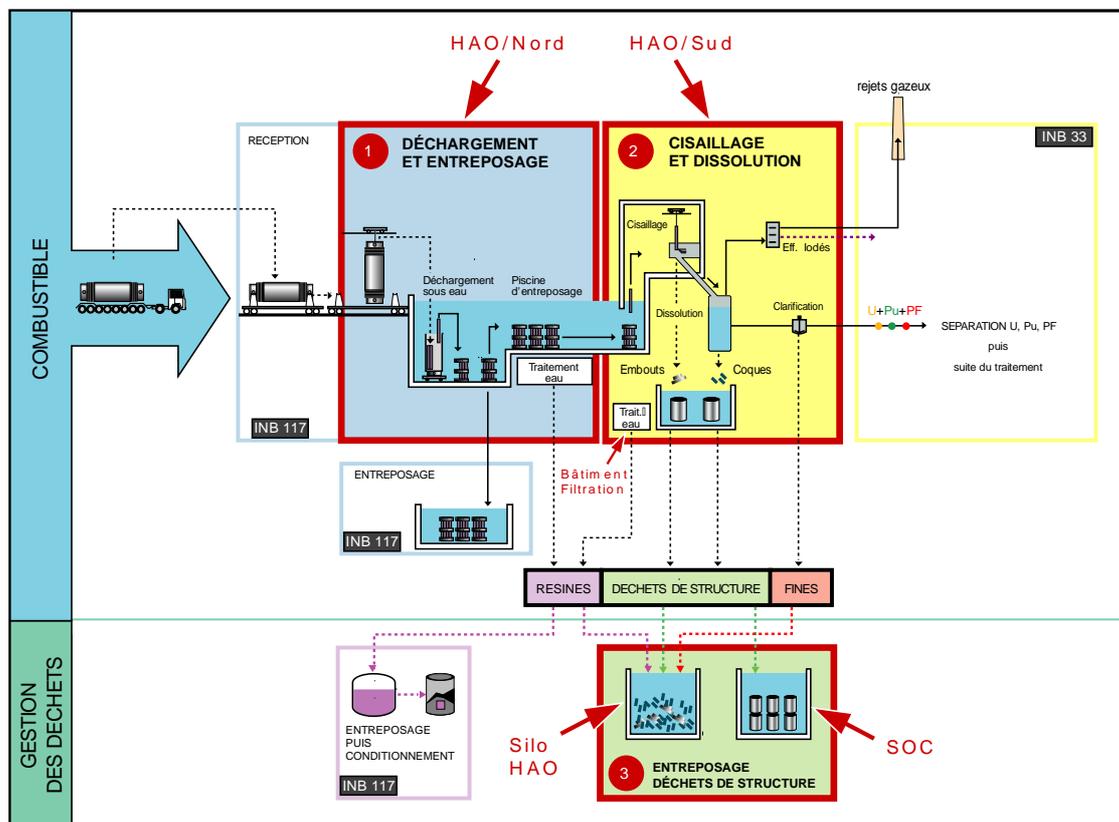


Figure 11 – Procédés mis en œuvre au niveau des différents ateliers de l'INB 80

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 72/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Bâtiment HAO/Nord

Au sein de l'INB 80, l'atelier HAO/Nord assurait en exploitation la réception, le déchargement et l'entreposage des combustibles de type UOX, MOX non irradiés et des combustibles de type PHENIX avant leur traitement sur le bâtiment HAO/Sud.

Actuellement, l'atelier HAO/Nord assure la réception et le déchargement de combustibles RTR ainsi que leur transfert vers l'atelier NPH (INB 117) en vue d'un traitement sur l'atelier de cisailage et dissolution T1 (INB 116).

Au plus tard le 31 décembre 2015, les piscines de l'atelier HAO/Nord ne contiendront plus de combustibles, irradiés ou non irradiés. Les opérations de démantèlement de l'atelier HAO/Nord pourront alors débuter.

### Bâtiment HAO/Sud

Le bâtiment HAO/Sud, dont la mise en service a été effectuée en 1976, assurait le cisailage et la dissolution des assemblages combustibles (AC) en provenance de la piscine d'entreposage du bâtiment HAO/Nord et la clarification de la solution de dissolution avant transfert vers l'atelier HA/DE.

Les principales opérations qui étaient effectuées en exploitation dans le bâtiment HAO/Sud sont les suivantes :

- l'alimentation de la cisaille en assemblages combustibles depuis la piscine 901 du bâtiment HAO/Nord,
- le cisailage en tronçons des crayons de combustibles,
- la dissolution des substances radioactives des tronçons dans des tubes dissolvants,
- la clarification des solutions de dissolution avant envoi vers le bâtiment HA/DE,
- le transfert des coques et embouts vers le Silo HAO et le SOC.

Actuellement, le bâtiment HAO/Sud est en phase de démantèlement. Des opérations de dépoussiérage au niveau des salles mécaniques et de rinçages au niveau des salles chimie ont été réalisées afin de diminuer le terme source résiduel.

### Bâtiment Silo

Le bâtiment Silo, dont la mise en service a été effectuée en 1976, assure l'entreposage en vrac des coques et embouts, des fines de cisailage et de dissolution en provenance du bâtiment HAO/Sud et de résines usées en provenance du bâtiment Filtration.

L'entreposage se fait sous eau afin de prévenir les risques d'inflammation liés à la présence de zircaloy, composant la majeure partie des coques. Une herse permettait en exploitation de répartir le contenu du Silo, afin de maintenir une hauteur d'eau suffisante au dessus des déchets.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 73/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

La reprise et le conditionnement de ces déchets fera l'objet d'opérations de RCD (reprise et conditionnement des déchets) sur la période 2016 - 2022.

#### Bâtiment SOC

Le bâtiment SOC est composé des bâtiments 1021 (piscine S1), 1023 (bâtiment PLH comprenant les piscines S2 et S3) et 1220 (LEAG). Ce dernier n'a jamais été mis en service actif. Le SOC a pour fonction principale l'entreposage, dans des piscines, de coques et d'embouts conditionnés dans des curseurs. Ces curseurs étaient remplis dans la piscine 907 du bâtiment HAO/Sud. Ils étaient ensuite transférés, sous enceinte blindée, vers les piscines S1, S2 ou S3, dans lesquelles ils étaient immergés puis entreposés. Les coques et les embouts sont conditionnés séparément.

La reprise et le conditionnement de ces déchets fera l'objet d'opérations de RCD sur la période 2016 - 2024.

#### Bâtiment Filtration

Le bâtiment Filtration a été mis en service en décembre 1986. Le rôle de l'unité 1620 qui le compose est d'assurer la filtration mécanique et physico-chimique de l'eau de la piscine 907 du bâtiment HAO/Sud. L'unité 1620 assure également la collecte des effluents « A » et « V » générés par le sous-ensemble HAO.

L'eau de la piscine 907 est filtrée à l'aide de résines échangeuses d'ions dans des filtres. Les résines usées sont envoyées dans le Silo HAO pour entreposage. Suite au traitement des matières présentes, le bâtiment sera assaini.

### **3.3 Organisation de l'établissement (en situation normale et en situation de crise)**

#### **3.3.1 Principe d'organisation**

L'organisation de l'Etablissement repose sur une séparation claire entre les directions opérationnelles et les directions fonctionnelles :

- Les directions opérationnelles regroupent les fonctions de production et de maintenance au sein de deux directions d'exploitation : la Direction Exploitation Traitement Recyclage (DETR) et la Direction Exploitation Moyens Communs (DEMC).
- Les directions fonctionnelles recouvrent des équipes de support technique et de maîtrise des risques.

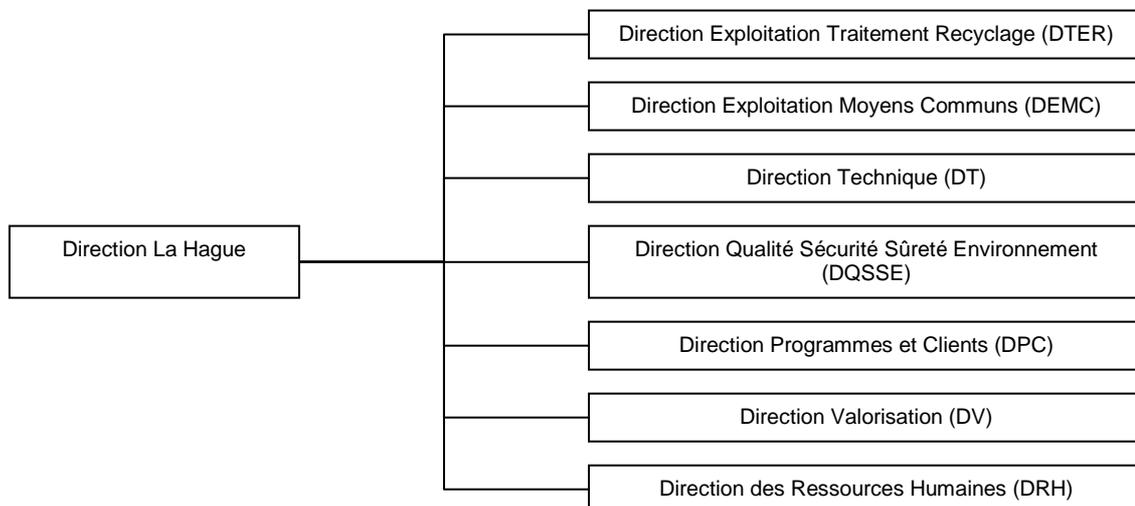
Ces équipes sont réparties dans une Direction Technique (DT) en charge des standards d'exploitation, des évolutions techniques et du soutien dans l'expertise procédé, une Direction des Programmes et Clients (DPC) en charge des plans directeurs, plannings et relations avec les clients et la Direction Qualité Sécurité Sûreté Environnement (DQSSE).

Ces deux grands domaines d'activité sont coordonnés et dirigés par un échelon Direction auquel rapportent également des entités en charge des fonctions générales de l'organisation : la Direction des Ressources Humaines (DRH), le secteur Communication (D/COM), le secteur Système Information (D/SI), le secteur Gestion Comptabilité (GC) et le secteur Achats (A).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 74/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Par ailleurs, rattachée à la Direction de l'Etablissement, la Direction Valorisation (DV) a pour principales missions l'exécution des projets de Mise à l'Arrêt Définitif et de démantèlement (MAD/DEM) des installations à l'arrêt et de Reprise, Conditionnement, envoi en stockage définitif des Déchets historiques site (RCD) et la surveillance et l'exploitation des installations du périmètre concerné.

L'organigramme de l'Etablissement est présenté de manière générale dans la figure ci-dessous.



**Figure 12 – Organigramme de l'Etablissement de La Hague**

Ces directions sont constituées comme suit :

**La Direction Exploitation Traitement Recyclage (DETR)** regroupe les équipes de production en charge de la conduite du procédé industriel et de la maintenance de premier niveau, et les équipes de maintenance qui assurent le maintien au nominal des équipements. Son périmètre correspond au flux de production du traitement/recyclage, elle comporte :

- un secteur Industriel Laboratoires de contrôle (DETR/LC),
- un secteur Industriel Cisailage Dissolution (DETR/CD),
- un secteur Industriel Compactages des Coques (DETR/CC),
- un secteur Industriel Extraction Concentration (DETR/EC),
- un secteur Industriel Moyenne Activité (DETR/MA),
- un secteur Industriel Vitrification (DETR/V),
- un secteur Maintenance Traitement Recyclage (DETR/MTR),
- un secteur Maintenance Transverse (DETR/MT),
- un secteur Contrats Rechanges (DETR/CR).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 75/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

**La Direction Exploitation Moyens Communs (DEMC)** regroupe les équipes de production en charge de la conduite du procédé industriel et de la maintenance de premier niveau, et les équipes de maintenance qui assurent le maintien au nominal des équipements. Son périmètre est constitué de secteurs industriels qui sont en support du flux de production, elle comporte :

- un secteur Industriel Réception Entreposages (DEMC/RE),
- un secteur Traitement des Effluents (DEMC/TE),
- un secteur Industriel Traitement des Déchets (DEMC/TD),
- un secteur Industriel Production d’Energie (DEMC/PE),
- un secteur Maintenance Moyens Communs (DEMC/MMC).

**La Direction Technique (DT)** regroupe les équipes dédiées au soutien technique, à la validation des standards d’exploitation, à la conduite des projets de modification, d’investissements et d’évolution des procédés. Elle traite les questions techniques avec les clients et les autres entités du groupe, elle comporte :

- un Département Support Standards (DT/S),
- un Département Projets (DT/P),
- un Département Etudes (DT/E).

**La Direction Qualité Sécurité Sûreté Environnement (DQSSE)** a pour rôle de garantir l’application de la politique de l’Etablissement dans les domaines de la qualité, la sécurité, la sûreté et l’environnement, et de soutenir l’opérationnel dans ses missions. Elle doit identifier, évaluer, proposer les dispositions de maîtrise des risques, tenir compte de l’aspect normatif ainsi que mettre en place les outils d’évaluation et de compte-rendu. Elle comporte :

- un secteur Prévention-Radioprotection (DQSSE/PR),
- un secteur Qualité (DQSSE/Q),
- un secteur Contrôle Qualité (DQSSE/CQ),
- un secteur Sécurité au Travail (DQSSE/ST),
- un secteur Sûreté Environnement (DQSSE/SE),
- un secteur Santé au Travail (DQSSE/SAN),
- un secteur Analyses Médicales (DQSSE/AM),
- un secteur Gestion des Matières Nucléaires (DQSSE/GMN),
- un secteur Formation Locale de Sécurité (DQSSE/FLS),
- un Officier de Sécurité.

Décision de l’Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 76/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

**La Direction des Programmes et Clients (DPC)** assure le suivi des contrats et élabore les programmes à court et à long terme. Elle est l'interface de l'usine avec le groupe et les clients.

- un secteur Planification (DPC/P),
- une entité Pilotage des Programmes (DPC/PP),
- une entité Plan et Relation Client (DPC/PRC).

**La Direction Valorisation (DV)** comprend trois secteurs : le secteur Exploitation (DV/EXP) et les secteurs Projets (DV/DEM et DV/RCD). La DV a pour principales missions :

- la surveillance et l'exploitation des installations du périmètre concerné (y compris certaines installations encore en activité pour le recyclage),
- le pilotage et l'exécution des projets de MAD/DEM et RCD inclus dans le programme.

Pour assurer ces missions, elle s'appuie également sur les autres entités supports ou opérationnelles du site.

**La Direction des Ressources Humaines (DRH)** a pour missions principales de pourvoir au besoin en ressources humaines et d'accompagner la gestion et le développement des compétences.

### 3.3.2 Les responsabilités en matière de sûreté

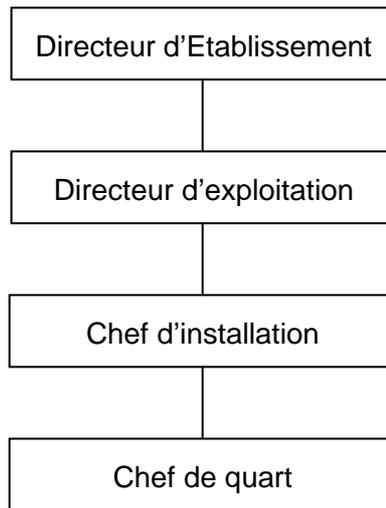
#### Les règles de délégation en matière de sûreté

Le système de délégation en matière de sûreté mis en place sur l'Etablissement AREVA de La Hague responsabilise la ligne hiérarchique du directeur d'Etablissement au chef d'installation.

La responsabilité opérationnelle est assurée par la succession suivante :

- le directeur d'Etablissement, délégataire de l'exploitant nucléaire, met en place l'organisation adéquate pour appliquer les exigences légales et réglementaires relatives à tous les aspects de la sûreté, de la protection de l'environnement et du personnel,
- les directeurs d'exploitation (traitement recyclage et moyens communs) décident, sur proposition du chef d'installation, des actions d'amélioration et alloue les moyens nécessaires,
- le chef d'installation, à sa nomination, devient responsable d'une installation définie par un périmètre géographique. Conformément aux textes réglementaires, il veille au respect et à la mise en œuvre opérationnelle des exigences de sûreté, sécurité, environnement de son installation. Il applique les Règles Générales d'Exploitation,
- le chef de quart, responsable de l'équipe conduite, coordonne les activités des opérateurs pour la conduite et la surveillance des installations de l'atelier concerné.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 77/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011



### Le positionnement du Facteur Organisationnel Humain

A tous les stades d'évolution de l'Etablissement AREVA de La Hague, le développement de la culture Facteur Organisationnel Humain (FOH) aux différents niveaux de l'organisation a été pris en compte.

A ce jour, l'intégration des FOH dans le fonctionnement des usines de l'Etablissement est une des missions d'expertise de la Direction DQSSE qui, dans ce cadre, pilote les missions suivantes :

- mise en œuvre des formations sur les FOH,
- information et communication sur les FOH pour sensibiliser le personnel,
- mise en œuvre du REX sur les évènements,
- réalisation d'études spécifiques,
- travail avec les autres établissements du groupe AREVA et AREVA D3SE sur la thématique des FOH,
- animation du réseau des 40 correspondants FOH de l'Etablissement.

Un réseau de correspondants FOH a été mis en place au niveau de l'Etablissement. Il réunit des managers des différentes entités ; il a pour mission de coordonner une animation et un partage d'expérience afin de développer la prise en compte des FOH par les équipes dans les activités opérationnelles. Des réunions périodiques rassemblent le réseau FOH composé des correspondants FOH.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 78/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.3.3 Le Plan d'Urgence Interne « PUI»

Le Plan d'Urgence Interne (PUI) a pour objet d'une part de protéger le personnel travaillant sur le site en cas d'incident ou d'accident, et d'autre part de limiter au maximum les conséquences de l'accident à l'extérieur du site nucléaire. Il définit l'organisation de crise déployée pour gérer ces événements, pour lesquels l'organisation d'exploitation normale n'est plus adaptée. Il repose sur la mise en place de postes de commandement (PC), sur ordre du Directeur de l'Etablissement.

L'objectif du PUI est, en cas d'accident hors dimensionnement, de permettre à l'exploitant d'assurer :

- la protection du personnel sur le site, de la population et de l'environnement,
- la maîtrise de l'accident et la limitation de ses conséquences,
- le retour le plus rapide à une situation sûre et stable,
- une communication (externe et interne) réactive (en particulier : alerte et information des pouvoirs publics et des populations riveraines).

#### L'organisation PUI

L'organisation PUI est une organisation qui permet à la fois :

- une grande souplesse pour s'adapter aux circonstances. Elle n'applique pas des schémas préétablis, elle dispose d'un fort potentiel d'analyse et de réflexion pour construire le schéma adapté à la situation réelle. Elle dispose, par ailleurs, de scénarii représentatifs préétablis et étudiés,
- une grande efficacité opérationnelle, grâce à un commandement très direct. En outre, le support documentaire du PUI est basé sur des « fiches réflexes », qui sont des documents opérationnels et précis.

Des exercices PUI sont réalisés plusieurs fois par an avec la participation des acteurs concernés des pouvoirs publics et de l'Autorité de sûreté. Ils visent ainsi à entraîner l'organisation de crise de l'Etablissement et vérifier le bon fonctionnement des interfaces entre les cellules de communication.

L'organisation PUI est décrite et communiquée à chaque salarié de l'Etablissement.

Elle est décrite dans le cadre de formations spécifiques : formation sûreté de base lors de l'accueil des nouveaux salariés, formation spécifique aux acteurs en charge d'une fonction comportant une dimension organisationnelle particulière à l'organisation de crise et recyclage sécurité pour tous, accès sur les notions d'évacuations propres au site.

#### Les moyens de l'Etablissement

Les moyens matériels sont ceux des unités d'appui : PR, FLS, SAN qui les mettent en œuvre dans le cadre de leurs missions ainsi que ceux de DEMC/PE.

Les moyens humains sont d'abord les personnels présents sur le site au moment de l'accident. Une présence permanente importante des unités de soutien et des unités d'exploitation est assurée par les salariés postés pouvant être complétés rapidement par d'autres salariés, en particulier par le système des astreintes.

Les moyens du secteur PR sont principalement des moyens d'intervention, des moyens de mesures radiologiques, des outils de calcul de l'impact d'un rejet réel ou potentiel et une station météorologique. Ils permettent d'assurer une assistance au personnel effectuant des actions en milieu radiologique.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 79/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les moyens d'intervention de la FLS sont ceux d'un centre de secours d'une agglomération conséquente (fourgons pompe-tonne, motopompes, lances de grande puissance, tuyauterie, ambulances ...). Ils permettent d'assurer les actions du type sapeur-pompier ou sécurité civile qui seraient nécessaires.

Les moyens du service SAN sont ceux d'un service médical d'une grande installation nucléaire (salle de décontamination, bloc opératoire, véhicules d'intervention ...). Ils permettent de porter assistance aux éventuelles personnes blessées ou ayant été exposées aux rayonnements.

Les moyens du secteur industriel de Production d'Energie sont principalement des moyens matériels tels que ballons obturateurs de réseaux, groupes électrogènes mobiles de production d'électricité et des pompes immergeables à forts débits. Ils permettent de palier à des défaillances techniques ou comme moyens complémentaires de reprise d'eau ou de production d'énergie.

Par ailleurs, des moyens techniques et logistiques peuvent être mis en œuvre ou sollicités par les directions d'exploitation et techniques (moyens de manutention, groupes électrogènes mobiles, magasin de pièces de rechange, ...). Ils contribuent à prendre des dispositions visant à la mise en état sûr et à la limitation des conséquences de l'évènement.

### **3.3.4 Le Plan Particulier d'Intervention « PPI »**

En complément du PUI, mis en œuvre à l'intérieur de l'Etablissement, le Préfet peut mettre en œuvre le Plan Particulier d'Intervention « PPI ».

Le P.P.I. définit les moyens et l'organisation nécessaires pour :

- protéger les populations en cas d'accident,
- apporter à l'exploitant nucléaire de l'installation accidentée l'appui des moyens d'intervention extérieurs (pompiers, police, gendarmes, SAMU ...).

Il précise les missions des différents services de l'Etat concernés, les schémas de diffusion de l'alerte des populations, les moyens matériels qui seraient mis en œuvre et l'articulation avec le plan d'urgence interne (PUI).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 80/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 3.4 Inventaire des matières radioactives et chimiques

### 3.4.1 Inventaire radiologique

Les inventaires radiologiques des différentes INB présentes sur l'Etablissement de La Hague sont précisés dans les tableaux suivants. Les ateliers dans lesquels l'activité n'excédait pas une centaine de téraBecquerels n'ont pas été mentionnés compte tenu que leur somme représente une partie négligeable en comparaison de l'activité globale présente sur l'établissement.

#### 3.4.1.1 Inventaire radiologique de l'INB 33

L'inventaire radiologique susceptible d'être présent dans les bâtiments de l'INB 33 est présenté dans le tableau 6 ci-après.

Atelier		Nature physico chimiques	Quantité	Activité bêta (TBq)	Activité alpha (TBq)
Dégainage (1021)	SOD	Combustibles UNGG conditionnés en curseurs	39 éléments combustibles	$1,02 \cdot 10^3$	9,19
	Décanteurs	Résines	361 m <sup>3</sup>	$1,70 \cdot 10^3$	$4,51 \cdot 10^1$
HA/DE	1022	Liquide	/	$3,67 \cdot 10^3$	$4,41 \cdot 10^{-1}$
		Dépôt	/	$1,76 \cdot 10^3$	3,62
HAPF	Chaîne A / NCP1	Liquide	/	$1,44 \cdot 10^3$	$1,80 \cdot 10^1$
		Dépôt	/	$4,28 \cdot 10^3$	$1,44 \cdot 10^2$
	SPF1	Liquide	/	$2,97 \cdot 10^2$	3,67
		Dépôt	/	$2,77 \cdot 10^2$	9,68
	SPF2	PF UMo	/	$4,81 \cdot 10^5$	$1,68 \cdot 10^3$
		Dépôt	/	$3,26 \cdot 10^4$	$1,14 \cdot 10^3$
	SPF3	Concentrats d'effluents	/	$3,56 \cdot 10^4$	$4,48 \cdot 10^2$
		Dépôt	/	$1,05 \cdot 10^4$	$3,66 \cdot 10^2$

Tableau 6 - Inventaire radiologique de l'INB 33

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 81/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.4.1.2 Inventaire radiologique de l'INB 38

L'inventaire radiologique susceptible d'être présent dans les bâtiments de l'INB 38 est présenté dans le tableau 7 ci-après.

Atelier		Nature physico-chimiques	Quantité	Activité bêta (TBq)	Activité alpha (TBq)
STE2-A	111.1	Liquide	/	$1,01.10^2$	$1,20.10^1$
		Dépôts	/	$2,95.10^3$	$1,40.10^2$
	111.2	Dépôts	/	$4,62.10^2$	$2,15.10^1$
	114.1	Boues	/	$6,98.10^4$	$3,31.10^3$
Bâtiment 128		Conteneurs Déchets (anciens ateliers)	126 conteneurs	$2,27.10^5$	$1,46.10^3$
Bâtiment 119		Fûts de déchets alpha	1200 fûts	/	$1,4.10^2$
Silo 115		Déchets UNGG (90 % de graphite)	539,7 t	$1,32.10^3$	$6,9.10^1$
		Conteneurs AT1	50 conteneurs	$9,4.10^2$	/
Zone Nord Ouest	Silo 130	Déchets UNGG (94% graphite)	511,5 t	$1,37.10^3$	$6,85.10^1$
STE-V	114.3	Boues de filtration des effluents « V »	786 m <sup>3</sup>	$1,1.10^3$	$1,2.10^2$
Bâtiment 116		Conteneurs CBF-K	59 colis béton	$2,68.10^2$	2,22

**Tableau 7 - Inventaire radiologique de l'INB 38**

### 3.4.1.3 Inventaire radiologique de l'INB 47

L'inventaire radiologique susceptible d'être présent dans les bâtiments ELAN IIB est présenté dans le tableau 8 ci-après.

Atelier	Nature	Activité bêta gamma (TBq)
ELAN IIB	Dépôts / contamination	$1,73.10^3$
	14 capsules de titanate de strontium	$3,71.10^3$
	4 colonnes d'élution	$1,05.10^3$

**Tableau 8 - Inventaire radiologique de l'INB 47**

### 3.4.1.4 Inventaire radiologique de l'INB 80

L'inventaire radiologique susceptible d'être présent dans les bâtiments de l'INB 80 est présenté dans le tableau 9 ci-après.

Bâtiment	Nature physico-chimique	Quantité	Activité bêta (TBq)	Activité alpha (TBq)	
HAO/Sud (1082)	Dépôts	/	$4,06.10^2$	$3,50.10^3$	
	Poudre d'oxyde d'uranium	125 kg	$1,09.10^3$	$3,31.10^1$	
Silo HAO (1081)	Coques	697 t	$5,18.10^4$	$3,49.10^2$	
	Embouts	92 t	$6,84.10^3$	$4,60.10^1$	
	Fines de cisailage	6,85 t	$5,27.10^2$	3,56	
	Fines de dissolution	5,25 t	$2,73.10^3$	$1,58.10^2$	
	Résines	16,9 t	$1,26.10^3$	$3,01.10^1$	
SOC	(S1)	Coques	651,22 t	$5,91.10^4$	$4,04.10^2$
		Fines de cisailage	4,43 t	$4,02.10^2$	2,75
	(S2, S3)	Embouts	75,56 t	$6,85.10^3$	$4,68.10^1$

**Tableau 9 - Inventaire radiologique de l'INB 80**

### 3.4.1.5 Inventaire radiologique de l'INB 116

L'inventaire radiologique autorisé dans les bâtiments de l'INB 116 est présenté dans le tableau 10 ci-après.

Atelier	Nature physico-chimique	Activité bêta gamma (TBq)	Activité alpha (TBq)
T0 – Piscine D	Liquide	$1,44.10^1$	/
	Solide	$6,6.10^8$	$9,68.10^5$
Piscine E	Liquide	0,26	/
	Solide	$9,1.10^8$	$1,38.10^6$
T1	Liquide	$9,03.10^5$	$3,81.10^3$
	Solide	$2,77.10^5$	$1,76.10^3$
T2	Liquide	$6,79.10^7$	$4,49.10^3$
T4	Liquide	$2,37.10^2$	$8,71.10^3$
	Solide	/	$1,98.10^4$
BSI	Solide	/	$8,17.10^5$
T3 – T5	Liquide	$2,73.10^2$	/
T7	Liquide	$6,44.10^6$	/
	Solide	$1,12.10^8$	/
Annexe BC	Liquide	$1,25.10^2$	/
	Solide	/	6,45
ACC	Liquide	$7,8.10^1$	/
	Solide	$1,02.10^3$	/
ECC	Solide	$2,1.10^7$	/
AD2	Solide	$9,46.10^3$	$2,75.10^2$
	Liquide	1,92	/
EDS	Solide	$2,6.10^6$	/
D/E EDS	Solide	$3,2.10^1$	/
EEVSE	Solide	$8,14.10^7$	/

**Tableau 10 - Inventaire radiologique de l'INB 116**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 84/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.4.1.6 Inventaire radiologique de l'INB 117

L'inventaire radiologique autorisé dans les bâtiments de l'INB 117 est présenté dans le tableau 11 ci-après.

Atelier	Nature physico-chimique	Activité bêta gamma (TBq)	Activité alpha (TBq)
NPH	Liquide	0,41	/
	Solide	$4,6.10^8$	$5,59.10^5$
Piscine C	Liquide	0,18	/
	Solide	$6,6.10^8$	$9,89.10^5$
R1	Liquide	$8,37.10^6$	$1,36.10^4$
	Solide	$2,38.10^5$	$1,76.10^3$
URP	Liquide	/	$1,38.10^3$
	Solide	/	$7,53.10^3$
R2	Liquide	$3,18.10^6$	$4,3.10^3$
UCD	Liquide	$6,7.10^1$	$1,47.10^1$
	Solide	/	$1,13.10^2$
SPF	Liquide	$8,83.10^7$	/
R4	Liquide	$9,98.10^1$	$1,37.10^4$
	Solide	/	$1,29.10^3$
BST1	Solide	/	$3,29.10^5$
Extension BST1	Solide	/	$1,04.10^6$
R7	Liquide	$6,55.10^6$	/
	Solide	$1,31.10^8$	/

**Tableau 11 - Inventaire radiologique de l'INB 117**

### 3.4.1.7 Inventaire radiologique de l'INB 118

Atelier	Nature physico-chimique	Activité bêta gamma (TBq)	Activité alpha (TBq)
STE3	Liquide	$2,31.10^3$	$3,87.10^1$

**Tableau 12 - Inventaire radiologique de l'INB 118**

### 3.4.2 Inventaire des réactifs chimiques

#### 3.4.2.1 Entreposage extérieur de réactifs chimiques

Le stockage de réactifs divers (acide soude, nitrite de sodium, formol...) destiné à l'alimentation des différents ateliers de l'Etablissement de La Hague est réalisé dans des centres de stockage dédiés. La localisation et la quantité des différents réactifs susceptibles d'être stockés au niveau des différents centres de stockage sont précisées dans le tableau 13 ci-après.

Forme	Risque	Localisation	Volume utile / Conditionnement
Soude	Corrosif	Réactifs extérieurs UP2	137 m <sup>3</sup>
		Réactifs extérieurs UP3	60 m <sup>3</sup>
Acide nitrique	Corrosif, comburant	Réactifs extérieurs UP2	150 m <sup>3</sup>
		Réactifs extérieurs UP3	180 m <sup>3</sup>
Formol	Toxique, corrosif	Réactifs extérieurs UP3	280 m <sup>3</sup>
Fioul lourd	Nocif, dangereux pour l'environnement	Extérieur CPC	8 780 m <sup>3</sup>
Fioul domestique	Nocif, dangereux pour l'environnement	Extérieur CPC	25 m <sup>3</sup>
		Extérieur	2 620 m <sup>3</sup>
		Extérieur - 208-2	286 m <sup>3</sup>
		Station service - Extérieur	30 m <sup>3</sup>
		Stockage de fioul domestique des groupes P0 15 kV - 504-4	180 m <sup>3</sup>
		Centrale autonome - 210.4	90 m <sup>3</sup>
Fioul	Nocif, dangereux pour l'environnement	Groupes sauvegarde	2 m <sup>3</sup> par groupe
Hydrogène	Extrêmement inflammable	202-6	Cadre de 28 bouteilles

**Tableau 13 - Inventaire des entreposages extérieurs de réactifs chimiques**

Les enclos extérieurs ont pour rôle l'entreposage des gaz en bouteille (halon, méthane, propane, hydrogène, azote, argon, oxygène...).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 86/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.4.2.2 Entreposage de réactifs chimiques des INB 33, 38, 47, 80, 116, 117, 118

Les réactifs de l'Etablissement de La Hague sont distribués vers les différentes cuves ou locaux d'entreposage des ateliers récepteurs. La localisation et la quantité des différents réactifs susceptibles d'être stockés au niveau des différents ateliers du site sont précisées dans le tableau 14 ci-après.

Forme	Risque	Localisation	Quantité
<b>Acide nitrique</b>	Corrosif, comburant	Ateliers des usines UP2-400, UP2-800 et UP3	276 m <sup>3</sup>
<b>Acide sulfurique (H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>) 36N</b>	Corrosif	STE3	40 m <sup>3</sup>
<b>Acide oxalique</b>	Nocif	Ateliers T4, R4, BC UP3	6 m <sup>3</sup>
<b>Soude</b>	Corrosif	Ateliers des usines UP2-800 et UP3	282 m <sup>3</sup>
<b>Hydrazine et dérivés</b>	Explosif, toxique, dangereux pour l'environnement, corrosif	Ateliers UP3, UP2-800 et UP2-400	26 m <sup>3</sup>
<b>TBP (Tributyl phosphate)</b>	Nocif	Ateliers UP3, UP2-800 et UP2-400	17 m <sup>3</sup>
<b>TPH (tétrapropylène hydrogéné)</b>	Nocif	Ateliers R2, BC UP3	3 m <sup>3</sup>
<b>Carbonate de sodium</b>	Irritant	Ateliers UP3, UP2-800 et UP2-400	21 m <sup>3</sup>
<b>Nitrate de gadolinium</b>	Irritant	R1	1 m <sup>3</sup>
<b>NHA Nitrate d'hydramide</b>	Nocif, irritant, dangereux pour l'environnement	Ateliers R1, R4, T4 et BC UP3	29 m <sup>3</sup>
<b>Formol</b>	Toxique, corrosif	Ateliers HA/PF, R7, T2 et R2	19 m <sup>3</sup>
<b>Eau oxygénée</b>	Corrosif, comburant	Ateliers AD1 BDH, UCD, T7, T1, R1, UCD	14 m <sup>3</sup>
<b>Nitrate de baryum Ba(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub></b>	Nocif, comburant	STE3	105 m <sup>3</sup>
<b>Nitrate ferrique Fe (NO<sub>3</sub>)<sub>3</sub></b>	Irritant, comburant	STE3	1,3 m <sup>3</sup>
<b>Nitrite de sodium</b>	Toxique, comburant, dangereux pour l'environnement	Ateliers UP2-800, UP3 et UP2-400	66 m <sup>3</sup>
<b>Nitrate d'aluminium</b>	Irritant, comburant	Ateliers R7, SPF4/5/6	26 m <sup>3</sup>
<b>Nitrate d'uranyle</b>	Très toxique, dangereux pour l'environnement	Ateliers T2, R4, T3, T5	66 m <sup>3</sup>
<b>Nitrate uraneux</b>	Très toxique, dangereux pour l'environnement	R4	12 m <sup>3</sup>

Forme	Risque	Localisation	Quantité
NOx	Très toxique	UCD	22,5 Nm <sup>3</sup>
Ferrocyanure de nickel PPFeNi	Nocif	STE3	60 m <sup>3</sup>
Azote	/	R4	2 fois 2 cadres de 20 bouteilles
Hydrogène	Extrêmement inflammable	R4, BC UP3	2 fois 3 cadres de 18 bouteilles
Sels de cobalt	Nocif	STE3	51 m <sup>3</sup>
Sulfure de sodium Na <sub>2</sub> S, 9H <sub>2</sub> O	Corrosif, dangereux pour l'environnement	STE3	9 m <sup>3</sup>

**Tableau 14 - Entreposage des réactifs chimiques des INB**

## 3.5 Inventaire des risques

### 3.5.1 Risques nucléaires

#### 3.5.1.1 Confinement des substances radioactives

##### 3.5.1.1.1 Dispersion de matières radioactives

Les risques de dispersion de substances radioactives découlent de l'éventualité d'une migration des substances radioactives contenues dans les équipements de procédé, dans un premier temps dans les salles, et dans un deuxième temps vers les locaux adjacents et l'environnement.

##### 3.5.1.1.2 Radiolyse

Sous l'influence des rayonnements émis par les radioéléments, de l'hydrogène se forme par radiolyse des composés hydrogénés.

La zone d'inflammabilité, en volume, de l'hydrogène dans l'air est comprise entre 4 % et 75 %.

D'une manière générale, la limite inférieure d'explosivité de l'hydrogène est assimilée à sa limite inférieure d'inflammabilité.

L'objectif, dans les équipements et ateliers de l'Etablissement de La Hague, où le risque de déflagration due à l'accumulation d'hydrogène existe, est de maintenir en dessous de 2 % la concentration maximale admissible en hydrogène dans le volume libre en fonctionnement normal et en dessous de 4 % en fonctionnement dégradé.

En cas d'atteinte et de dépassement du seuil des 4 %, l'inflammation ou l'explosion des gaz selon la teneur en hydrogène peut être envisagée, moyennant leur ignition.

Cette inflammation ou explosion peut également se déclencher de façon spontanée si la température ambiante atteint la valeur d'auto-inflammation de l'hydrogène qui est de 570°C.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 88/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.5.1.1.3 Sûreté (criticité)

Le risque de criticité résulte de l'occurrence d'une réaction en chaîne divergente de fission au sein des milieux fissiles présents dans les ateliers de l'Etablissement de La Hague.

Les éléments fissiles présents en solution ou sous forme solide et traités dans les installations sont l'uranium et le plutonium, et principalement leurs isotopes  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  et  $^{241}\text{Pu}$ .

### 3.5.1.2 Evacuation de la puissance thermique

Les phénomènes de dégagements thermiques interviennent en différents points du procédé mis en œuvre dans les ateliers de l'Etablissement de La Hague et sont liés à la chaleur dégagée par le rayonnement des isotopes présents dans les matières et substances radioactives traitées.

Les conséquences liées à une augmentation progressive de la température peuvent être : d'une part l'ébullition des solutions conduisant à la dispersion de substances radioactives, d'autre part la montée en température des équipements et structures pouvant conduire à leur dégradation partielle.

## 3.5.2 Présentation des moyens de préventions

### 3.5.2.1 Maîtrise du confinement des substances radioactives

#### 3.5.2.1.1 Dispersion de matières radioactives

La maîtrise des risques de dispersion de substances radioactives est assurée par une organisation en « systèmes de confinement », définis lors de la conception des installations.

Un premier système de confinement est conçu pour assurer un confinement aussi total que possible, de manière à éviter une dissémination de la radioactivité dans les zones de circulation du personnel ou dans l'environnement.

Il comprend en général :

- une première barrière statique constituée par les appareils procédé ou les enveloppes de conditionnement au contact direct avec les matières radioactives,
- une deuxième barrière statique, constituée par les parois des salles, qui a pour rôle de délimiter la dissémination de la matière radioactive en cas de fuite hors de la première barrière.

Le confinement statique ainsi obtenu est complété par un confinement dynamique par ventilation forcée :

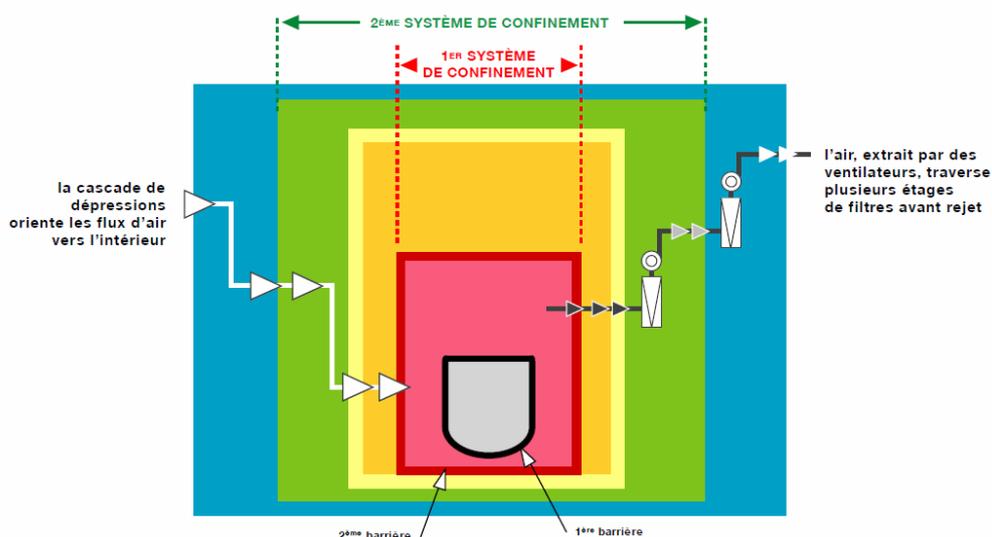
- dans le cas des liquides et gaz actifs, le système de ventilation associé à la première barrière de confinement permet de maintenir une dépression entre les appareils du procédé et les salles les contenant. Un sens d'air préférentiel est ainsi créé de ces salles vers les appareils procédé, à travers les fuites éventuelles de la première barrière, limitant la dispersion de matière radioactive,
- le système de ventilation associé à la deuxième barrière de confinement, permet de maintenir une dépression entre le premier système de confinement et le second système de confinement, de manière à limiter une éventuelle dispersion de matière radioactive hors de ce premier système de confinement.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 89/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Un deuxième système de confinement est prévu en tout point où la continuité du premier système de confinement ne peut être totalement garantie. Ce deuxième système est constitué d'au moins une barrière assurant une protection supplémentaire de l'environnement contre la dispersion des matières radioactives.

D'une manière générale, les salles situées autour des salles actives font partie du deuxième système de confinement, ainsi que la ventilation qui assure la cascade de dépression entre l'environnement et le premier système de confinement.

A ces barrières statiques est associée la fonction de structure du génie civil assurant la stabilité d'ensemble, étanchéité et supportage.



**Figure 13 – Principe du confinement : les deux systèmes et le confinement dynamique**

### 3.5.2.1.2 Radiolyse

La production d'hydrogène de radiolyse dans les équipements procédé est prise en compte à la conception par une alimentation en air de dilution à un débit suffisant pour maintenir en fonctionnement normal une concentration en H<sub>2</sub> en deçà de la valeur de 2 %. Cette alimentation peut provenir :

- d'un balayage d'air issu d'un réseau d'alimentation extérieur à la cuve lorsque le débit d'hydrogène produit est élevé,
- des cannes de bullage (mesures de densité et de niveau) lorsque le débit d'hydrogène produit est suffisamment faible.

L'accumulation d'hydrogène de radiolyse dans les colis de déchets, dans les ateliers d'entreposage de colis de déchets et dans les halls de piscine est prise en compte à la conception par la mise en œuvre de dispositions permettant d'évacuer l'hydrogène de radiolyse :

- mise en œuvre de pastilles respirantes sur les conteneurs de déchets,
- dimensionnement des capacités d'extraction des réseaux de ventilation permettant de maintenir en deçà des 2 % l'accumulation d'hydrogène dans les ateliers d'entreposage et dans les halls de piscine.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 90/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

De plus, l'ignition d'une explosion est maîtrisée à la conception par :

- l'utilisation d'équipements anti-déflagrants,
- la mise à la terre des équipements.

### 3.5.2.2 Maîtrise des réactions nucléaires (criticité)

Le risque de criticité est le risque spécifique qu'ont les matières nucléaires à déclencher une réaction de fission en chaîne incontrôlée. Compte tenu de ces conséquences potentielles sur le personnel, cette situation doit être exclue dans les installations nucléaires autres que les réacteurs.

La démarche de prévention du risque de criticité s'intègre dans le concept de défense en profondeur, au même titre que les risques d'origine nucléaire ou pouvant avoir des conséquences « nucléaires ».

Dans une usine de traitement d'assemblages combustibles, la démonstration de sûreté criticité s'appuie sur les principes de prévention définis dans la Règle Fondamentale de Sûreté n°1.3.c du 14 octobre 1984. Celle-ci constitue une référence méthodologique pour la prévention du risque de criticité, aussi bien pour la conception que pour l'exploitation des installations.

La méthodologie retenue impose que les dispositions générales destinées à la prévention du risque précisent pour chaque unité des installations concernées, un mode de contrôle de la sûreté criticité défini par une limite supérieure à l'un ou plusieurs des paramètres suivants :

- masse de matière fissile,
- dimensions géométriques de l'appareillage,
- concentration en matières fissiles pour les solutions,
- rapport de modération pour les produits secs ou peu humides.

Par ailleurs, elle préconise en tant que principe directeur que la maîtrise du risque ne peut être jugée satisfaisante que si la démonstration de sûreté respecte les principes suivants :

- « un accident de criticité ne doit en aucun cas découler d'une seule anomalie : défaillance d'un composant, d'une fonction, erreur humaine (non respect d'une consigne par exemple), situation accidentelle (incendie par exemple)...,
- si un accident de criticité peut découler de l'apparition simultanée de deux anomalies, il sera alors démontré que :
  - . les deux anomalies sont rigoureusement indépendantes,
  - . la probabilité d'occurrence de chacune des deux anomalies est suffisamment faible,
  - . chaque anomalie est mise en évidence à l'aide de moyens de surveillance appropriés et fiables, dans un délai acceptable permettant l'intervention. »

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 91/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

L'application de ces principes dans la démonstration de sûreté impose d'établir que les dispositions de prévention retenues pour la maîtrise du risque permettent de garantir la sous-criticité des installations concernées dans l'ensemble des configurations envisageables lors de leur exploitation compte tenu des procédés mis en œuvre et d'intégrer **de façon déterministe l'aléa sismique**. En d'autres termes, le dimensionnement des installations doit permettre le maintien des modes de contrôle de la sûreté criticité retenus à la conception dans chaque unité aussi bien en cours de séisme qu'en configuration poste sismique.

Les règles générales de conception retenues vis-à-vis de l'aléa sismique pour les équipements en fonction des matières fissiles contenues sont rappelées dans les paragraphes ci-dessous.

#### Matières fissiles solubles

Les équipements contenant en exploitation des solutions dont la concentration en matière fissile est inférieure à la concentration maximale admissible en milieu infini, sont en mode de contrôle par la concentration. Ceux-ci sont de géométrie usuelle et leur dimension ne fait pas l'objet d'exigence spécifique.

Pour les équipements contenant ou susceptibles de contenir des solutions de concentration supérieure à la concentration admissible en milieu infini, ceux-ci sont en mode de contrôle par la géométrie et leurs dimensions font l'objet d'exigences spécifiques qui doivent être maintenues en cas de séisme.

#### Matières fissiles non solubles ou pulvérulentes

Les équipements contenant en exploitation une quantité de matière fissile inférieure à la masse maximale admissible en réflexion totale pas de l'eau sont en mode de contrôle par la masse. Ces équipements sont de géométrie usuelle et leur dimension ne fait pas l'objet d'exigence spécifique.

Pour les équipements contenant des quantités de matière fissile supérieures à la masse admissible, ceux-ci sont en mode de contrôle par la géométrie et leurs dimensions font l'objet d'exigences spécifiques qui doivent être maintenues en cas de séisme.

#### Matières fissiles faiblement hydrogénées

Le mode de contrôle des équipements contenant ces matières peut être associé à la modération.

L'introduction de fluide hydrogéné dans ces équipements fait l'objet d'exigences spécifiques qui doivent être maintenu en cas de séisme.

#### Matières fissiles sous forme d'élément combustible

Le mode de contrôle principal des paniers d'entreposage de ces éléments est la géométrie. La géométrie des paniers ainsi que leur moyen de manutention font l'objet d'exigences spécifiques qui doivent être maintenues en cas de séisme.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 92/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

L'application de ces règles générales de conception conduit à dimensionner à la tenue au séisme les équipements en mode de contrôle par la concentration ou la masse afin qu'ils conservent leur étanchéité et, les équipements en mode de contrôle par la géométrie leur étanchéité et leur géométrie. Quand aux équipements présentant un mode de contrôle associé à la modération, leur environnement doit être conçu pour les maintenir à l'abri d'une atteinte par une fuite de fluide hydrogéné.

Pour ces équipements, en cas d'agression externe et en particulier en cas de séisme, il est vérifié par calcul, pour le séisme de dimensionnement, que leur déformation n'est pas significative et/ou leur étanchéité est préservée. Les contraintes engendrées par le séisme de dimensionnement doivent rester inférieures à celles admissibles pour rester dans le domaine de déformation élastique des matériaux de conception. Pour les équipements en mode de contrôle par la géométrie, certaines dimensions sont imposées pendant le séisme. Cette contrainte a pu conduire à des renforcements structuraux des équipements.

L'ensemble de ces dispositions permet la maîtrise du risque de criticité.

### 3.5.2.3 Maîtrise de l'évacuation de la puissance thermique

Les équipements et/ou installations sensibles aux risques de dégagements thermiques sont refroidis pour maintenir des températures acceptables au moyen de :

- circuits redondants avec échangeurs thermiques, pour l'eau des piscines et les solutions liquides, notamment les solutions concentrées de produits de fission,
- la circulation d'air assurée par la ventilation des locaux (forcée ou naturelle) pour les produits solides.

Les systèmes de refroidissement sont dimensionnés à la conception afin de présenter une redondance, fiabilité et maintenabilité adaptées à la puissance thermique à évacuer et à la typologie des éléments à protéger.

Ces systèmes peuvent être :

- actifs tels que pour le refroidissement des cuves d'entreposages des Produits de Fission,
- passifs tels que pour le refroidissement des entreposages des conteneurs de verre de conditionnement des Produits de Fission.

Par ailleurs, certains systèmes peuvent être hybrides c'est-à-dire actifs et passifs comme pour le refroidissement de l'eau des piscines où la source froide est en partie active et passive.

En cas de perte du refroidissement, si le délai d'atteinte de la température maximale admissible n'est pas suffisant pour garantir le rétablissement du fonctionnement normal, des dispositions complémentaires sont mises en place (par exemple système de refroidissement redondant, bêche de sécurité, alimentation électrique secourue ...).

### 3.5.2.4 Exposition externe

Le risque d'exposition externe est lié aux rayonnements ionisants émis par les isotopes radioactifs présents dans les substances radioactives traitées dans les ateliers de l'Etablissement de La Hague.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 93/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

La prévention du risque s'appuie sur trois types de mesures :

- l'éloignement par rapport à la source de rayonnement, notamment grâce à la conduite à distance et la télémanipulation,
- la mise en place d'écrans de protection entre les rayonnements et le personnel présent. Ce type de mesure, utilisé couramment lors de la conception des installations (avec par exemple les épaisses structures en béton et les hublots en verre au plomb) peut aussi être appliqué pour des interventions de maintenance ou de démantèlement, avec la mise en place d'écrans mobiles,
- la limitation du temps de présence : lorsqu'un écran de protection ne peut pas être mis en place ou n'est pas suffisant, notamment lors des interventions à proximité des sources d'irradiation, les opérations à réaliser sont découpées en tâches élémentaires courtes, de façon à réduire le temps de présence de chaque opérateur.

### 3.5.3 Principes de prise en compte des agressions externes

Les agressions externes ont été prises en compte à la conception selon les principes :

- énoncés au chapitre 5 pour le séisme,
- énoncés au chapitre 6 pour l'inondation,
- énoncés au chapitre 7 pour les risques naturels extrêmes,
- énoncés au chapitre 8 pour la perte électrique.

## 3.6 Présentation des accidents PUI

### 3.6.1 Généralités

L'expression « situation accidentelle » représente un événement d'origine nucléaire ou non, qui a ou peut avoir, des conséquences sur la sécurité des installations et/ou des personnes, à l'intérieur et éventuellement à l'extérieur du site.

Les différentes INB de l'Etablissement AREVA de La Hague sont placées sous la responsabilité du Directeur de l'Etablissement. Le PUI est commun à ces INB.

Le PUI définit en particulier :

- l'organisation, les moyens matériels et humains en interne mis en place en cas de situation accidentelle entraînant le déclenchement du PUI, d'une part au niveau de l'établissement, d'autre part au niveau de l'installation concernée,
- l'organisation, les moyens matériels et humains de renforts extérieurs susceptibles d'être mis en place et utilisés en situation accidentelle. Il identifie les moyens mis à disposition dans le cadre de protocoles d'accord et de conventions d'assistance avec des organismes extérieurs à l'établissement, à référencer en qualité de documents associés au PUI,
- les moyens mis en place dans le cadre de l'organisation nationale de crise définissant les relations qui s'établissent avec les différents acteurs de cette organisation (Autorité de sûreté nucléaire, préfecture, exploitant, Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN)...).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 94/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le Directeur de l'Établissement (ou, à défaut, son représentant) peut déclencher le PUI dès lors que la maîtrise de la situation nécessite ou pourrait nécessiter des moyens d'intervention importants pour ramener l'installation dans un état sûr et protéger les personnes sur le site.

L'organisation de crise vise à protéger le personnel de l'établissement et les populations avoisinantes en limitant les conséquences de l'accident, ceci par la mise en œuvre de moyens d'urgence permettant :

- de maîtriser l'accident et de replacer l'installation accidentée dans un état sûr,
- de protéger les personnes sur le site et de porter secours aux blessés,
- d'évaluer et de limiter les conséquences réelles ou potentielles de l'accident,
- d'alerter et d'informer les autorités publiques notamment le Préfet qui met en œuvre, le cas échéant, le plan particulier d'intervention (PPI).

### **3.6.2 Moyens mis en œuvre par l'Établissement**

#### Détection des situations accidentelles au niveau du site et des installations

Les installations (nucléaires ou non) sont surveillées en continu dans des salles de contrôle ou depuis les installations elles-mêmes. Le Poste de Commandement de Sécurité (PCS) de la FLS peut être mis en alerte par la réception d'informations d'origine humaine ou provenant de transmissions automatiques.

Les alertes par intervention humaine se font par téléphone ou par bouton d'appel relié à la FLS.

Les alertes automatiques concernent les informations :

- de détection incendie,
- de détection d'effraction ou de passage,
- radiologiques,
- météorologiques,
- techniques.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 95/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## Déclenchement et diffusion de l'alerte

Le schéma ci-dessous présente le logigramme général de déclenchement du PUI, depuis la situation normale jusqu'à la décision par la fonction Direction de mettre en place l'organisation de crise.

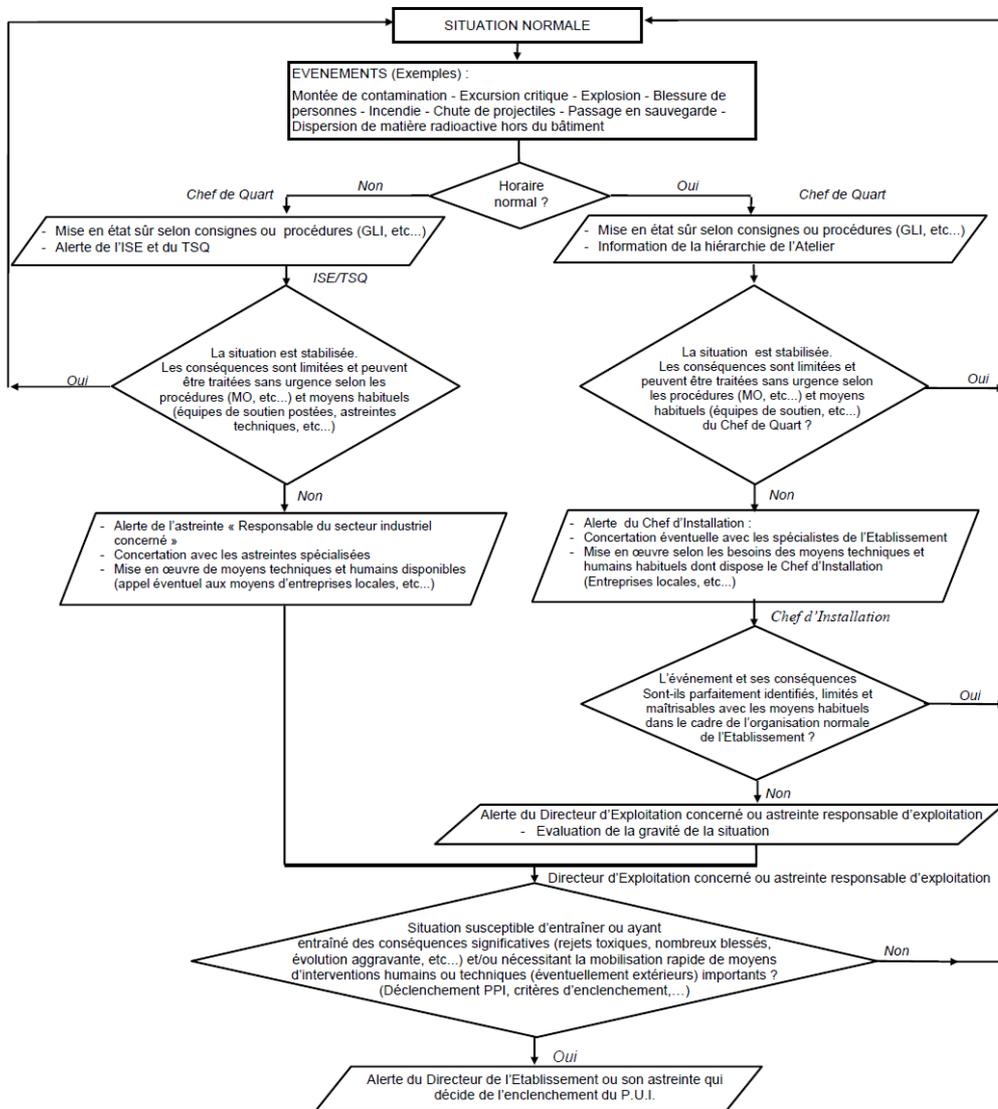


Figure 14 – Logigramme général d'enclenchement du PUI

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 96/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Alerte au niveau de l'installation concernée

Les moyens d'information mis à la disposition du Chef de Quart lui permettent, à l'aide du réseau d'interphonie, de faire évacuer localement le personnel présent dans les zones concernées. Il ordonne l'alerte lorsqu'un événement localisé de faible ampleur se déclare dans l'atelier et nécessite, pour des raisons de sécurité, le confinement ou l'évacuation du personnel qui s'y trouve.

Les événements pouvant justifier la mise en alerte du personnel présent dans un atelier sont :

- perte de ventilation,
- alarme radioprotection,
- alarme incendie en zone contrôlée,
- un autre incident significatif (fuite de substances toxiques ou radioactives, incident de manutention, fuite de vapeur...).

### Alerte au niveau site

L'alerte générale de l'Etablissement est ordonnée par le Directeur de l'Etablissement ou l'astreinte Direction de l'Etablissement, compte tenu de la gravité de la situation et notamment de la contamination ou de l'irradiation sur l'Etablissement ou de l'évolution d'un accident susceptible d'entraîner cette contamination ou irradiation.

### Conduite à tenir en cas d'alerte par les personnes présentes sur le site

Les consignes d'alerte et d'évacuation concernent toute personne présente sur l'Etablissement (AREVA, entreprises, visiteurs) et s'appliquent à toute personne n'ayant pas à exécuter d'action particulière en cas d'urgence.

Le personnel chargé des tâches de mise en sécurité exécute celles-ci conformément aux consignes particulières de l'installation avant de se conformer aux consignes générales.

Le personnel présent dans la zone d'intervention reçoit les consignes du Chef d'Installation ou de son représentant.

Dans le cas où la mise en alerte s'accompagne de consignes relatives au confinement des installations, le personnel applique les consignes définies dans le PUI.

### Déclenchement des dispositifs d'urgence relevant du PUI et alerte des organismes officiels

Une fois la décision prise par le Directeur d'Etablissement (ou son représentant) d'enclencher le PUI, les processus de déclenchement des dispositifs d'urgence et d'alerte des organismes officiels sont lancés (cf. fiches réflexes et fiches d'aides décrites dans le PUI).

Le Directeur d'Etablissement (ou son représentant) doit également :

- lancer la procédure d'alerte du niveau national AREVA,
- lancer les procédures d'information des autorités compétentes prévues par la réglementation, en particulier le Préfet, l'ASN, le Préfet Maritime et le CROSS Jobourg,
- informer, au niveau établissement, les divers responsables (FLS, le Directeur Adjoint de l'Etablissement, le Chef d'Installation...).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 97/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Alerte relative à l'environnement proche du site

En cas d'enclenchement du PUI, le Chef du Poste de Commandement Direction Local (PCD-L) alerte les autorités extérieures, en particulier :

- le Préfet de la Manche, en application de la Convention d'information,
- le Préfet maritime de la Manche et de la Mer du Nord, en application de la Convention d'information « PREMAR »,
- le CROSS Jobourg, en application de la Convention d'information « PREMAR ».

### **3.6.3 Critères d'enclenchement du PUI**

La mise en œuvre du PUI se justifie en cas d'accident entraînant ou pouvant entraîner les situations suivantes :

1. Conséquences immédiates importantes pour un grand nombre de personnes (blessés, radiocontaminés ou susceptibles de l'être).
2. Conséquences immédiates importantes pour l'environnement (rejet chimique et rejet radioactif).
3. Conséquences immédiates peu importantes, mais pouvant évoluer vers des conséquences importantes pour un grand nombre de personnes et/ou l'environnement.
4. Situation non maîtrisable dans le cadre de l'organisation normale et/ou nécessitant la mobilisation rapide des moyens collectifs du site.
5. Situation nécessitant de faire rapidement appel, en renfort des moyens propres du site, à des moyens publics de secours.
6. Situation justifiant la mise en œuvre du PPI (Plan Particulier d'Intervention).
7. Situation accidentelle entraînant un impact médiatique qui nécessite la mise en place rapide d'une cellule locale de communication.

### **3.6.4 Exemples de scénarios du PUI**

L'organisation s'adapte à la situation à traiter, selon le paragraphe 9.2. Quelques événements types tel ceux ci-dessous sont développés pour démontrer la suffisance du plan dans le cas d'accident hors dimensionnement.

#### – Etude du dénoyage de la piscine D

L'accident hors dimensionnement est un percement du cuvelage et une destruction du béton en fond de bassin, la piscine étant supposée remplie d'assemblages combustibles REP.

La brèche est supposée de diamètre 10 cm, d'où un risque de vidange rapide du bassin et de dénoyage des combustibles, situation non maîtrisable par les procédures normales prévues dans les documents techniques d'exploitation.

#### – Accident de criticité

Ces accidents surviennent dans des solutions, soit lors d'une opération de transfert entre atelier, ou de modification de l'acidité du milieu fissile produisant un précité des matières.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 98/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

– Explosion d'hydrogène dans une cuve de produits de fission

L'accident correspond au dépassement de la concentration limite d'inflammation de l'hydrogène dans une capacité fermée et son explosion après ignition.

– Incendie de fioul ou de produits chimiques

Ces accidents concernent les incendies dans des capacités ou cuvettes selon la nature du carburant.

– Ateliers R1, R2, R7, SPF5, SPF6 – Perte des trois collecteurs des centrales de refroidissement CNRS et CRS3

L'accident hors dimensionnement considéré est la perte par destruction locale des trois collecteurs servant à refroidir les évaporateurs et cuves d'entreposage de produits de fission des ateliers R1, R2, R7, SPF5, SPF6, d'où un risque de rejets radioactifs immédiats à l'atmosphère par les évaporateurs, et de rejets différés dès l'ébullition des produits de fission entreposés dans les cuves.

### 3.7 Conformité de l'installation à son référentiel

#### 3.7.1 Description de la méthode générale d'analyse de la conformité des installations

La démarche de maîtrise de la conformité des installations au référentiel de sûreté s'inscrit dans la démarche globale de réexamen de sûreté. L'objectif est de garantir que la conformité des équipements participant aux Fonctions de Sûreté (FS) et des équipements participant aux Fonctions Importantes pour la Sûreté (FIS) permet une exploitation des installations dans les conditions de sûreté requises pendant la période considérée.

Dans ce cadre sont examinés :

– Les principes adoptés lors de la conception des installations qui ont permis d'en maîtriser la conformité de base :

La conception des usines s'appuie sur le « livre de Procédé » dans le respect des objectifs et principes de sûreté définis dans le Rapport Préliminaire de Sûreté (ayant fait l'objet d'échanges préalables avec l'ASN), mais également sur un ensemble de « documents guide » intégrant l'expérience acquise à travers la mise en œuvre des usines précédentes. Ces guides de conception des usines de traitement de combustibles précisent les dispositions à prendre pour optimiser la conception des installations et minimiser les risques de dysfonctionnement et de défaillance des équipements. Le retour d'expérience de fonctionnement des usines précédentes est pris en compte dans ces documents.

Le choix de mise en œuvre des redondances sur les équipements et lignes sensibles des usines a fait l'objet de procédures et documents d'études et d'analyses des conséquences.

Les principes d'implantation des équipements de procédé et mécaniques dans un environnement nucléaire difficilement accessible tiennent compte des impositions de maintenance, voire de remplacement de ces équipements quand leur durée de vie est potentiellement limitée par les sollicitations qui leur sont imposées.

La durabilité des équipements est un facteur pris en compte au stade de la conception et lors de la vérification de leur dimensionnement.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 99/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

La mise en place et le maintien d'un système qualité performant a été l'un des objectifs prioritaires de l'établissement AREVA La Hague pour favoriser la réussite du programme de réalisation dans le respect des exigences de l'Arrêté Qualité du 10/08/84.

Dès le départ, des délégués qualité projet ont été désignés sur chaque projet. Leur mission consistait à aider les équipes à s'appropriier les méthodes de travail définies, vérifier que ces méthodes étaient respectées, remonter les difficultés éventuellement rencontrées dans leur application.

L'étape des essais achevant la construction est également une étape importante pour la réussite du démarrage et à terme pour la pérennité d'une installation.

Au sein de l'activité essais, on distingue les phases de préparation, exécution et analyse et interprétation des résultats.

– Les dispositions permettant de gérer l'évolution des installations en phase de modification tout en restant conforme aux principes de conception :

Le processus « Modification » est encadré par différentes procédures communes à tout le site avec des supports pré établis qui fixent les étapes nécessaires du processus, la DM (Demande de Modification), le DME (Dossier de Modification Etudiée), les spécifications techniques, différents Procès-verbaux ...

Les grandes étapes du processus font intervenir différents acteurs, le Maître d'Ouvrage (le responsable d'installation), le Maître d'œuvre, les prestataires techniques.

Une installation émet une demande de modification (DM) qui est prise en compte par la Direction Technique. Le Recueil des données de base permet de définir et valider les différents éléments (besoins, contraintes) nécessaires à l'étude de détail du projet de modification.

Les opérations de Modifications - Travaux neufs caractérisées par un non maintien en TQC (l'installation est différente à la fin de l'opération) sont enclenchés par un FEM/DAM (Fiche d'Evaluation de Modification/Dossier d'Autorisation de Modification). Les opérations de modification font l'objet d'une évaluation préalable, afin de statuer sur leur caractère « mineur ». Si le caractère « mineur » n'est pas établi, la modification fait l'objet d'une déclaration à l'ASN. Si le caractère « mineur » est validé par un spécialiste sûreté, la modification envisagée peut être mise en œuvre par le demandeur (autorisation de niveau 1) ou le dossier est instruit par la Commission d'Evaluation pour la Délivrance des Autorisations Internes (autorisation de niveau 2).

Toute intervention dans une installation du site est conditionnée par le respect des dispositions précisées dans des procédures encadrant les travaux de maintenance ou de modifications au point de vue sûreté et sécurité.

En application de ces principes, un certain nombre de modifications ou d'évolutions des installations ont été réalisées dans les ateliers de l'INB 116, sans remettre en cause le mode d'exploitation mis en œuvre. Cela concerne des adaptations de procédé associées à l'élargissement du périmètre des activités autorisées dans l'installation par décret du 10/01/2003, des évolutions techniques visant à diminuer le volume et l'activité des effluents liquides et des rejets gazeux, l'optimisation de la gestion des déchets technologiques.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 100/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- Les opérations de maintenance correctives, préventives et les contrôles périodiques destinés au maintien en condition opérationnelle des installations :

Les actions de maintenance sont planifiées dans le système de GMAO du site, qui constitue le référentiel maintenance des installations et l'outil centralisé pour organiser, déclencher les différentes actions de maintenance.

Maintenance corrective : afin d'assurer une continuité des conditions de sûreté et sécurité nécessaires à la poursuite de l'exploitation et réagir rapidement à des défaillances d'équipements, l'établissement dispose de ressources pluridisciplinaires appuyées par un réseau d'astreinte afin de traiter les différentes opérations de maintenance corrective.

Les opérations de maintenance corrective sont réalisées conformément à des modes opératoires validés.

Maintenance préventive : La maintenance préventive est élaborée à partir de l'expérience acquise au travers de l'exploitation des installations pour obtenir la disponibilité requise et maintenir un état des installations adapté aux conditions d'exploitation.

Les actions de maintenance préventive sont déléguées à l'organisation de maintenance du site. Certaines actions de maintenance restent assurées par les équipes d'exploitation.

Contrôles périodiques : Les Contrôles Périodiques consistent à vérifier de manière systématique et planifiée la conformité à des données préétablies d'un équipement ou d'un matériel.

- Les visites in situ des installations permettant de s'assurer de la conformité des installations au référentiel de sûreté :

L'objectif des visites de conformité concerne la vérification de la conformité aux référentiels de sûreté des différents équipements intéressant la sûreté : équipements participant à une Fonction de Sûreté (FS) et équipements participant à une Fonction Importante pour la Sûreté (FIS).

Les contrôles des équipements ou des salles s'effectuent à l'aide d'un Dossier Technique de Visite et des documents (plans, notes techniques,..) nécessaires aux contrôles.

A partir de l'ensemble des visites de conformité effectuées sur les ateliers de l'INB 116, il ressort un bon état général des différents ateliers. Les visites de conformité confirment un bon état des équipements contribuant au fonctionnement des Fonctions Importantes pour la Sûreté. En ce qui concerne le génie civil des bâtiments, les examens visuels faits dans toutes les salles visitées et à l'extérieur de bâtiments montrent un bon état général du béton. Les fissures relevées sont en général des microfissures. Un diagnostic de l'état du génie civil est effectué, permettant de caractériser plus précisément les fissures ou dégradations observées.

L'ensemble des visites de conformité des ateliers de l'INB 116 au référentiel de sûreté a permis ainsi de vérifier que l'état des équipements observés et participant à l'accomplissement d'une fonction de sûreté ne remet pas en cause la disponibilité de ces fonctions.

La représentativité des locaux visités et les écarts constatés permettent de conclure à la disponibilité des équipements participant à une FIS sur l'ensemble des ateliers de l'INB 116.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 101/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 3.7.2 Maîtrise des phénomènes de vieillissement

La démarche de maîtrise du vieillissement des installations, ayant pour objectif de garantir que la durée de vie des équipements participant aux FIS permet une exploitation des installations dans les conditions de sûreté requises pendant la période considérée, a été appliquée aux équipements suivants :

– Vieillessement lié au génie civil des ouvrages et au supportage des équipements :

Les différents bâtiments nucléaires du site sont, dans leur très grande majorité, constitués d'infrastructures en béton armé et de superstructures en béton armé ou métalliques.

Les dégradations attendues les plus fréquentes dues au vieillissement naturel ou résultant d'actes d'exploitation, se manifestent par :

- . des fissures des éléments en béton armé et la corrosion des armatures,
- . la corrosion des ossatures métalliques,
- . des déformations, détériorations, réductions de niveau de performance des équipements de génie civil composés de systèmes à base de matériaux spécifiques métalliques, minéraux ou organiques,
- . des désordres résultant d'incident d'exploitation (fuite acide, chocs ...),
- . des désordres résultant de l'usure, de l'utilisation ou de la modification des ouvrages (revêtements, calfeutrements amovibles ...).

Le diagnostic est réalisé à partir de deux sources de données complémentaires :

- . des relevés effectués par les équipes d'exploitation et les équipes spécialisées de maintenance dans le cadre des programmes d'entretien des ouvrages. Ceux-ci concernent aussi bien l'intérieur des bâtiments, que l'extérieur, façades, terrasses et accessoires,
- . des informations collectées lors de visites spécifiques de diagnostic de certains éléments d'ouvrages visibles et accessibles.

La démarche adoptée comprend :

- . une première phase de collecte des données issues :
  - \* des données existantes de maintenance,
  - \* des observations relevées par l'exploitant lors de visites d'exploitation, notamment celles réalisées dans le cadre de la visite de conformité,
  - \* des informations collectées lors des visites spécifiques,
- . une deuxième phase de vérification des fiches de relevés, d'analyse des données et de traitement des informations présentant l'état général et détaillé des ouvrages,
- . une troisième phase de rédaction de la note de synthèse pour chaque atelier.

Les fissures relevées lors des visites de conformité sont analysées lors des visites spécifiques de diagnostic génie civil dans le cadre d'une démarche continue de diagnostic d'état des ouvrages qui permet également de conforter les analyses opérées dans le cadre de leur réévaluation sismique.

Les observations relatives à la corrosion des armatures concernent essentiellement des ouvrages extérieurs soumis aux conditions atmosphériques marines. Elles sont rares et font l'objet d'un traitement approprié dès l'apparition de défaillances chroniques.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 102/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Il n'a pas été relevé de corrosion significative à l'intérieur des bâtiments, hormis dans certains locaux réactifs. Les locaux sont chauffés et l'air intérieur, plutôt sec, favorise une bonne conservation des bétons et des armatures.

– Vieillesse du contrôle-commande et de l'électronique :

Le contrôle commande présente, sur des terminaux de conduite, l'état du procédé et de son évolution par la mise à disposition, entre autres, de vues synoptiques représentant en temps réel l'état du procédé, de messages sonores et lumineux sur événements, de courbes. D'autre part, il commande le procédé selon des règles automatisées ou des consignes transmises par l'homme.

Une attention particulière est apportée au suivi des fournisseurs. Il permet de connaître l'espérance de vie de chaque équipement et de définir une stratégie de pérennisation.

Confrontés à l'obsolescence des équipements électroniques, il a été fait le choix de développer en interne les compétences nécessaires pour pouvoir maîtriser les systèmes à base de composants électroniques plutôt que d'opter pour un remplacement très coûteux du contrôle commande.

La démarche utilisée par AREVA La Hague pour pérenniser les composants électroniques s'appuie sur :

- . Un Comité de Pérennité Inter Groupe (CPIG) : les industries de process et manufacturières pilotent leurs installations avec des systèmes de contrôle commande dont les composants sont souvent communs. A partir de ce constat, AREVA a contacté les grands acteurs industriels français tels que EADS, la SNCF, la RATP ou EDF, pour partager et échanger sur ce problème. Depuis fin 2010, le CPIG a été intégré à l'association d'industriels utilisateurs de contrôle commande, nommée EXERA, et est devenu un groupe de travail pérennité au sein de cette association.
- . Un observatoire de l'obsolescence des composants, dont le rôle est d'élaborer le statut des composants, veiller sur les références identifiées et actives, de proposer des équivalences pour les références en fin de vie qui ne sont plus disponibles sur le marché, d'acheter, tester, conditionner les composants sans équivalence, indisponibles sur le marché et d'orienter la gestion de stock et le remplacement des composants.
- . Une fonction réparation et expertise, dont le rôle est d'assurer le dépannage des cartes électroniques et garantir l'intégrité des systèmes par la mise en œuvre de tests de non régression et de faire du reverse-engineering et de la re-fabrication des composants qui ne sont plus dans le commerce et greffer ces nouveaux composants sur un environnement technologique plus ancien.
- . Une gestion des compétences : des stages internes ont été mis en place, élaborés à partir de la prise en compte du REX observé dans les installations afin de maintenir les compétences nécessaires pour conserver la maîtrise de l'ensemble de l'architecture contrôle commande des équipements et des composants électroniques.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 103/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

– Vieillessement des FIS confinement et auxiliaires :

Pour la FIS confinement et certains des équipements de la FIS auxiliaire, une méthode spécifique est appliquée.

La démarche s'articule autour des 4 grandes étapes suivantes :

- . Sélection de la FIS puis des équipements. Recherche des données caractérisant l'équipement : dispositions de conception et de fonctionnement, modifications de l'installation ou conditions d'exploitation et données de surveillance. Regroupement des équipements par famille et sélection d'un équipement témoin représentatif de la famille.
- . Identification des mécanismes d'endommagement des équipements témoin sélectionnés. Création des couples équipements-mécanismes d'endommagement.
- . Analyse de l'adéquation du couple identifié à l'étape précédente avec les données collectées à la première étape. L'analyse prend en compte les écarts entre les données de conception, d'exploitation et de surveillance d'origine et celles issues de l'exploitation actuelle.
- . Classement de l'équipement selon le niveau de maîtrise du vieillissement.

La méthode a été développée et mise en œuvre suite aux engagements pris pour l'INB 118 en 2007.

Pour l'ensemble des FIS de l'INB 116, les études de maîtrise de vieillissement sont réalisées.

– Démarche pérennité :

Cette démarche d'étude du vieillissement est complétée par une démarche pérennité :

La démarche pérennité initiée sur le site regroupe l'ensemble des actions qui visent à prévenir les risques de défauts d'approvisionnement des équipements, dans le but de maintenir dans la durée le niveau de performance des installations (disponibilité, sûreté, qualité produit, environnement, sécurité, ...), voir à l'améliorer sur certains aspects.

Le management de la pérennité repose sur la mise en œuvre d'un plan pluriannuel de pérennité des installations pour :

- . gérer et anticiper les événements qui peuvent remettre en cause le fonctionnement des installations,
- . responsabiliser les acteurs (chefs d'installation, responsable de processus ...) et s'assurer que toutes les actions techniques et industrielles permettant d'atteindre les objectifs de pérennité sont bien engagées.

La démarche pérennité a été complétée par une démarche permettant le suivi du vieillissement des équipements et par des visites spécifiques de diagnostic génie civil. L'ensemble des résultats permet de vérifier que les équipements participant à l'accomplissement d'une fonction de sûreté sont tous capables d'assurer la fonction qui leur est assignée.

La démarche pérennité a été mise en place à partir du REX observé sur les installations.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 104/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

# CHAPITRE 4

## EXAMEN DES SCENARIOS ACCIDENTELS

### 4.1 Description de l'état sûr des installations

L'état de repli sûr est l'état, prévu à la conception pour les sollicitations prises en compte dans le dimensionnement des installations, permettant d'assurer le maintien des fonctions de prévention des risques définis au paragraphe 3.5.

En situation de repli sûr, le maintien des fonctions actives suivantes est assuré de façon compatible avec les exigences de sûreté minimales à respecter pour les fonctions considérées :

- fonction refroidissement,
- fonction dilution de l'hydrogène de radiolyse.

Cet état est désigné comme « état de sauvegarde » dans le référentiel de sûreté des installations de La Hague, pour les ateliers nucléaires en exploitation.

Il présuppose le maintien, du fait du dimensionnement, vis-à-vis des sollicitations externes, des constituants associés, des fonctions suivantes :

- le confinement des matières dans les équipements principaux du procédé, présentant une activité radiologique qui, en cas de rejet, pourrait conduire à des impacts sur les populations environnantes imposant leur évacuation,
- la sûreté-criticité afin de ne pas conduire à des excursions critiques pouvant conduire à des expositions non admissibles de personnels en cours d'évacuation ou de réalisation des actions de sauvegarde,
- la protection vis-à-vis des rayonnements.

Il s'accompagne de l'arrêt de toutes les fonctions de production (chimique et mécanique).

Cet état dépend de chaque atelier, en lien avec les spécificités de ces fonctions à assurer.

Lorsque l'on postule la défaillance de barrières de défense, du fait par exemple d'une agression externe d'un niveau supérieur à celui pris en compte à la conception, les installations peuvent ne pas être en mesure d'assurer le maintien des fonctions de sûreté permettant l'atteinte de l'état de repli sûr.

On désignera par « état de repli ultime » l'état de sûreté à atteindre et à maintenir dans les installations afin d'éviter l'occurrence des événements graves identifiés dans un objectif de protection des personnes et de l'environnement :

- perte d'intégrité des combustibles usés par échauffement thermique,
- atteinte de débits de dose au niveau des installations interdisant toute intervention,
- ébullition non contrôlée de solutions radioactives dans les équipements de forte puissance thermique,
- perte d'intégrité d'équipement suite à une explosion d'hydrogène de radiolyse.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 105/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Dans le cas des installations en arrêt d'exploitation dont le démantèlement est en préparation, les matières nucléaires susceptibles d'échauffement thermique ou de production d'hydrogène dans des délais rapides (< 48 heures) ont été évacuées, les fonctions d'évacuation de la puissance thermique et de dilution de l'hydrogène de radiolyse ne constituent plus un enjeu. Toutefois, le dimensionnement à des agressions externes, le séisme en particulier, présentant une moindre robustesse, l'«état de repli ultime » est fixé comme la limitation des conséquences radiologiques dans l'environnement au périmètre interne de l'établissement.

## 4.2 Analyse des Installations du site

L'objet de ce paragraphe est de déterminer pour l'ensemble des installations du site, le comportement de chaque atelier nucléaire aux scénarios d'accident grave envisagés, en cas d'agression externe au-delà du dimensionnement ainsi que la nécessité de définir, le cas échéant, des moyens de remédiation.

L'analyse est effectuée à partir d'une appréciation basée sur les critères suivants :

- terme source de matières radioactives mobilisable en situation accidentelle hors-dimensionnement,
- cinétique d'atteinte d'un scénario accidentel, nécessitant la mise en œuvre de moyens de remédiation dans un délai court (< 48 h),
- robustesse des installations rendant plausible ou non l'occurrence d'une agression externe de type séisme ou inondation d'un niveau tel qu'elle conduise à la défaillance des barrières de défense prévues au dimensionnement. Ces analyses de robustesse sont présentées au chapitre 5 pour certaines installations. Leurs conclusions sont étendues à l'ensemble des équipements analogues sur la base de jugements qualitatifs au sens de l'ingénieur.

### 4.2.1 Analyse des scénarios des installations en exploitation

#### 4.2.1.1 Maîtrise du confinement en situation accidentelle

L'objet de ce paragraphe est d'analyser les risques d'accidents graves liés à la seule perte de la fonction de confinement des matières radioactives selon leur état physique sans prise en compte des risques liés à l'évacuation thermique et à l'explosion d'hydrogène qui sont traités respectivement aux paragraphes 4.2.1.3 et 4.2.1.4.

La maîtrise des risques de dispersion de substances radioactives est assurée par une organisation des bâtiments en « deux systèmes de confinement ».

Le premier système de confinement comprend en général :

- une première barrière constituée par les équipements et circuits de procédé au contact direct avec les matières radioactives,
- une deuxième barrière statique, constituée par les parois des salles ou des enceintes de confinement. Cette barrière a pour rôle de délimiter la dissémination de la matière radioactive en cas de fuite hors de la première barrière.

Un deuxième système de confinement est prévu en tout point où la continuité du premier système de confinement ne peut être totalement garantie. Ce deuxième système est constitué d'au moins une barrière assurant une protection supplémentaire de l'environnement contre la dispersion des matières radioactives. D'une manière générale, les salles situées autour des cellules actives font partie du deuxième système de confinement.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 106/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le confinement statique obtenu est complété d'un confinement dynamique par des réseaux de ventilation spécifiques à chaque système (ventilation procédé et/ou bâtiment).

#### Confinement des matières liquides de forte activité

L'examen de la conception et de la qualité de réalisation des installations de La Hague vis-à-vis du confinement des matières nucléaires liquides conduit aux constats suivants :

- le maintien du confinement statique, pour les matières radioactives sous forme liquide, est considéré comme suffisant afin de placer les installations nucléaires en situation « d'état sûr ultime », du fait des températures de fonctionnement qui sont généralement très inférieures aux températures d'ébullition et des longueurs de tuyauterie permettant une condensation avant rejet,
- le confinement statique est assuré par des barrières multiples,
- ces barrières sont assurées par des équipements de procédé (cuves et lèchefrites) et le génie civil qui présentent par nature une grande robustesse, en regard d'une agression externe. Cette hypothèse s'appuie en particulier sur l'analogie avec les éléments de robustesse concernant le génie civil et la tenue d'équipements présentés au chapitre 5.

#### Confinement des matières solides de forte activité

Dans le cas des matières solides de forte activité, plusieurs situations sont à considérer :

- Cas du confinement des assemblages combustibles en piscine

La gaine de combustible est la première barrière de confinement des matières radioactives. L'eau des piscines assure simultanément une fonction de protection radiologique et d'évacuation de la puissance thermique des combustibles. Compte tenu de la robustesse du génie civil et du revêtement des piscines, l'étanchéité des bassins des piscines n'est pas remise en cause en cas d'agression externe dans et au-delà du dimensionnement (cf. chapitre 5 ci-après).

- Cas du confinement des produits de fission par colis de verre

Avant introduction dans la matrice de verre, les produits de fission sont oxydés sous forme solide pulvérulente (poudre de calcinat). Dans une hypothèse de perte de la première barrière (calcinateur), cette matière active solide resterait confinée dans les limites physiques des cellules de vitrification en raison de l'absence conjointe de mouvements aérauliques (ventilation absente) et l'absence de fissures traversantes du génie civil du fait de sa bonne robustesse aux sollicitations sismiques (cf. chapitre 5 ci-après).

Après incorporation dans la matrice verre, la présence de cette matrice inerte et d'un conteneur en acier inoxydable soudé permet de garantir le maintien du confinement des matières actives dans le cas d'agression externe dans et au-delà du dimensionnement, que ce soit par séisme ou inondation (matrice non lixiviable).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 107/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

– Cas du confinement de l'oxyde de plutonium sous forme de poudre

L'oxyde de plutonium est sous forme solide pulvérulente (poudre). Dans le cas d'une agression externe de type séisme, dépassant le dimensionnement des installations, l'examen du dimensionnement et des éléments de qualité de réalisation des enceintes de confinement et des équipements de procédé permet de dégager un bon niveau de robustesse. Au-delà, si la perte des deux premières barrières (équipement de procédé et boîte à gants) intervenait, cette matière active solide resterait confinée dans les limites physiques des ateliers concernés, en raison de l'absence conjointe de mouvements aérauliques (ventilation absente et tirage naturel extrêmement faible en raison des désordres sur les gaines de ventilation et l'absence de fissures traversantes du génie civil du fait de sa bonne robustesse aux sollicitations sismiques au-delà du dimensionnement (cf. chapitre 5 ci-après).

Dans la phase d'entreposage après conditionnement, le confinement des poudres de PuO<sub>2</sub> est assuré par des enveloppes métalliques multiples, entreposées dans des ouvrages dont le génie civil est dimensionné à la conception aux sollicitations sismiques. Le confinement statique du procédé d'entreposage présente un bon niveau de robustesse, allié à celui du génie civil (cf. chapitre 5 ci-après par analogie), en cas d'agression externe, y compris dépassant leur dimensionnement.

Le risque d'interaction du bâtiment MAPu, de moindre robustesse, avec le bâtiment BST1 fait l'objet d'études en cours. Les solutions sont basées sur des principes de déconstruction ou de renforcement du bâtiment concerné.

– Cas du confinement de matières solides sous d'autres formes (notamment conteneurs de coques et embouts CSD-C)

Compte tenu du compactage des déchets et de la présence d'une barrière métallique soudée, ce type de conditionnement présente également un haut niveau de robustesse allié à celui du génie civil des ateliers concernés (cf. chapitre 5 ci-après par analogie).

En conséquence, compte tenu des éléments de robustesse sur la tenue sismique des barrières statiques des installations en exploitation, le risque de dispersion de matières radioactives à l'extérieur des limites physiques des ateliers nucléaires par rupture des barrières de confinement, en l'absence de risques complémentaires liés à l'évacuation thermique où à l'explosion d'hydrogène, n'est pas considéré comme un risque prépondérant contributif aux scénarios d'accidents graves.

#### 4.2.1.2 Criticité

L'ensemble des dispositions de conception décrites au paragraphe 3.5.2.2 associé aux marges entre les quantités de matières nucléaires prises en compte dans les notes de calculs de sûreté-criticité et celles réellement présentes dans les équipements procédé accréditent la robustesse de la maîtrise du risque de criticité pour l'ensemble des installations en exploitation.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 108/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 4.2.1.3 Risque thermique

L'examen des risques d'évacuation de la puissance thermique est mené pour les équipements pour lesquels cette fonction est classée importante pour la sûreté. Les éléments de justification des priorités définies sont présentés dans les paragraphes suivants et le tableau 15 expose, par INB et atelier nucléaire, les délais avant remédiation à retenir.

L'évaluation de ces délais est réalisée selon deux méthodes :

- une première méthode pénalisante correspondant aux limites maximales de caractéristiques de matières et d'exploitation de chaque équipement considéré unitairement. Cette méthode est celle employée à la conception de chacune des installations, en prenant en compte toutes les hypothèses pénalisantes (Puissance Volumique Calorifique -PVC- enveloppe, concentration et remplissage maximal des équipements, ...),
- une seconde méthode réaliste prenant en compte la cohérence de l'exploitation de l'ensemble des installations du site et se basant sur le retour d'expérience du fonctionnement de ces installations. Ce dernier montre notamment que les PVC maximales des différentes solutions de procédé réellement observées sont beaucoup plus basses que celles prises en compte à la conception. La méthode réaliste est pleinement justifiée dans une hypothèse d'agression externe au-delà du dimensionnement et de sollicitation du site dans sa globalité dans la mesure où l'on souhaite dégager une priorisation des actions à effectuer.

##### 4.2.1.3.1 Piscines d'entreposage des combustibles usés C-D-E et NPH

La gaine du combustible est la première barrière de confinement des matières radioactives. Sa dégradation peut intervenir par élévation de température excessive et conduire à la dispersion des produits radioactifs gazeux et volatils.

L'eau des piscines assure simultanément une fonction de protection radiologique et d'évacuation de la puissance thermique des combustibles, afin de maîtriser leur température.

La perte du système de refroidissement des piscines d'entreposage de combustibles usés peut entraîner une augmentation de température de l'eau des piscines jusqu'à l'atteinte de la température d'ébullition et la diminution du niveau d'eau de la piscine, et donc la diminution progressive de l'écran radiologique que constitue l'eau. Ainsi, le Débit d'Equivalent de Dose (DED) augmente progressivement dans l'environnement des bassins. Le dénoyage des assemblages combustibles interviendrait lorsque le niveau de l'eau atteint leur partie haute et conduirait à une élévation excessive de leur température.

Les ouvrages de génie-civil, bassins et bâtiments, ainsi que les équipements assurant la fonction de refroidissement de l'eau, ont fait l'objet d'un dimensionnement au séisme à la conception.

La possibilité d'alimenter électriquement les systèmes de refroidissement à partir de groupes de sauvegarde eux-mêmes dimensionnés au séisme est prévue à la conception. Ces installations font l'objet d'une étude visant en particulier à établir les niveaux de robustesse de leurs constituants principaux permettant le maintien en état sûr de ces installations (chapitre 5).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 109/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le délai d'atteinte de l'ébullition de l'eau de la piscine en cas de perte totale des systèmes de refroidissement est de deux jours pour la puissance maximale autorisée de la piscine la plus contraignante.

Le délai d'apparition d'un effet falaise radiologique, correspondant à l'atteinte d'un niveau d'eau conduisant à un débit d'équivalent de dose de  $2 \text{ mSv.h}^{-1}$  en bord de bassin, est supérieur à 6 jours.

Le délai de dénoyage des éléments combustibles est supérieur à 10 jours. On notera par ailleurs que ces délais sont plus que doublés dans la réalité compte tenu des puissances réelles des combustibles entreposés depuis la mise en service des installations.

Au regard du terme source de matières radioactives mobilisable très élevé, les piscines d'entreposage de combustibles usés sont retenues comme contribution au scénario d'accident grave au niveau du site. Dans le cadre de la gestion de ce scénario d'accident, il est donc nécessaire d'établir un diagnostic concernant l'état des installations et l'évolution prévisible du niveau et de la température de l'eau pour être en capacité de mettre en œuvre les actions de remédiation nécessaires dans un délai compatible avec les risques décrits au tableau 15. Ceci est l'objet du chapitre 9.

#### 4.2.1.3.2 Cuves de fines des ateliers R1, T1, T2C, R7, T7

Les délais de refroidissement calculés au dimensionnement utilisent une approche de bilan thermique « adiabatique ». Toute l'énergie dissipée par la matière nucléaire est utilisée pour chauffer la solution et aucun échange n'est considéré avec l'environnement de la cellule. L'établissement d'un gradient thermique dans les structures de génie civil des cellules contenant les équipements, dont la durée est typiquement de l'ordre de 24h, conduit à un échange thermique et une évacuation des calories. Le délai d'atteinte de l'ébullition est donc allongé dans la réalité, de manière plus ou moins importante selon la puissance thermique de la cuve considérée.

Les modélisations prenant en compte les phénomènes d'échanges réalisées pour les cuves d'entreposage des produits de fission montrent explicitement cette tendance, dès que le délai d'atteinte de l'ébullition de la solution est supérieur à celui de l'établissement du gradient de température dans le génie civil :

- les modélisations réalistes réalisées pour les entreposages de PF montrent que le délai excède 240 h pour une PVC de  $1 \text{ W.l}^{-1}$ ,
- ces mêmes modélisations montrent que l'ébullition n'est pas atteinte dès que la PVC est inférieure à  $0,5 \text{ W.l}^{-1}$ .

La configuration physique des cuves de fines et leur environnement, ainsi que les systèmes de refroidissement associés, sont similaires à ceux des entreposages de produits de fission. La PVC maximale des solutions de fines correspond aux valeurs suivantes après examen du retour d'expérience d'exploitation depuis la mise en service des installations :

- $0,92 \text{ W.l}^{-1}$  pour les cuves d'entreposage de fines,
- $1,9 \text{ W.l}^{-1}$  pour les autres cuves de solutions de fines.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 110/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Pour une puissance volumique de  $2 \text{ W.l}^{-1}$ , le délai d'atteinte de l'ébullition sera supérieur à 48 heures. En conséquence, il n'est pas retenu d'intervenir de manière prioritaire au titre du scénario d'accident grave pour remédier à la fonction de refroidissement pour l'ensemble des cuves de fines des ateliers R1, T1, T2C, R7, T7 autrement que par la restauration des moyens de sauvegarde prévus au dimensionnement.

#### 4.2.1.3.3 Cuves contenant des produits de fission concentrés

Les solutions concentrées de produits de fission obtenues à l'issue du processus d'extraction et de concentration des solutions de dissolution des éléments combustibles sont entreposées dans différents ateliers du site AREVA de La Hague en vue de leur conditionnement final par vitrification dans les ateliers R7 et T7.

Dans l'usine UP2-800, les ateliers SPF5 et SPF6 disposent de 8 cuves d'entreposage de  $120 \text{ m}^3$ , mais l'une est gardée vide en permanence en secours.

Dans l'usine UP3-A, l'atelier T2 dispose de 7 cuves d'entreposage réparties sur les blocs C et D. Toutefois, dans les conditions réalistes d'exploitation, seules deux cuves sur T2C contiennent des solutions de produits de fissions pour entreposage.

On considère donc un total de 9 cuves d'entreposage.

Les ateliers R7 et T7 disposent également de 2 cuves d'alimentation par chaînes de vitrification, soit au total 6 cuves par atelier.

L'ensemble de ces cuves, contenant des liquides possédant une PVC maximum inférieure à  $5,5 \text{ W.l}^{-1}$ , présente des délais d'atteinte de l'ébullition, en cas de perte totale de la fonction de refroidissement, compris entre 17h et 25h.

Toutefois, la valeur maximale de  $5,5 \text{ W.l}^{-1}$  a été observée dans moins de 3 % des cas de concentration de produits de fission. La valeur courante située aux alentours de  $3 \text{ W.l}^{-1}$  présente une marge supplémentaire sur le délai minimal précédent.

Dans une analyse visant à rechercher les combinaisons pénalisantes d'états des installations comprenant la prise en compte d'opérations de courte durée, on retient la configuration de remplissage des cuves relais alors que celles-ci ne sont remplies que dans des phases transitoires d'exploitation correspondant à des temps réduits au regard de la durée de fonctionnement des installations.

Les ateliers SPF5 et SPF6 disposent de 4 cuves relais de  $10 \text{ m}^3$ .

L'atelier T2 dispose de 2 cuves relais de  $10 \text{ m}^3$  dans le bloc D.

Ces équipements sont donc tous retenus comme potentiellement contributifs au scénario d'accident grave au niveau du site. Dans le cadre de la gestion de ce scénario d'accident, il est donc nécessaire d'établir un diagnostic rapide sur l'état de l'installation et ses paramètres de fonctionnement au moment de l'accident pour être en capacité de mettre en œuvre les actions de remédiation dans un délai compatible avec les risques décrits au tableau 15. Ceci est l'objet du chapitre 9.

Par ailleurs, les équipements assurant la fonction de refroidissement de ces cuves d'entreposage PF en situation de sauvegarde ont fait l'objet d'un dimensionnement au séisme à la conception.

Le chapitre 5 présente une analyse de robustesse vis-à-vis du séisme de ces derniers pour l'atelier SPF6, représentative de l'ensemble de ce type d'équipement.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 111/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

En effet, les systèmes et équipements des ateliers T2, R7 et T7 sont semblables, en conception (type de réseau de distribution et redondances, type de vannes et de tuyauteries, choix des matériaux et classes de construction, dimensionnement au séisme pour conservation de leur fonction, sur la base du même niveau de sollicitation mécanique) et réalisation à ceux de l'atelier SPF6. Les conclusions de cette analyse leur sont applicables.

#### 4.2.1.3.4 Décanteuses pendulaires centrifuges (R1, T1)

Le rôle de l'unité de clarification consiste à séparer par centrifugation les solides entraînés dans la solution provenant de la dissolution pour éviter l'encrassement progressif des équipements des cycles d'extraction ultérieurs. Cette séparation est réalisée par les Décanteuses Pendulaires Centrifuges (DPC) des ateliers R1 et T1.

Les DPC des ateliers R1 et T1 contiennent un mélange composé de solution de dissolution et de particules solides amalgamées composées de fines de zircaloy et de fines de produits de fission. Ces fines contiennent du ruthénium qui est volatil sous forme de  $RuO_4$ , au-delà d'une température de 130°C.

L'arrêt de la rotation entraîne une évaporation de la solution de dissolution puis un échauffement des particules solides qui peut conduire à un rejet de ruthénium après un délai de l'ordre de 50 heures pour les conditions réalistes d'exploitation.

Pour éviter ce rejet, il est nécessaire de réaliser un décolmatage des particules solides, en mettant en rotation le bol (de façon automatique ou de façon manuelle) et en arrosant le bol d'une solution d'eau.

Les éléments de protection introduits au dimensionnement de l'équipement sont :

- l'alimentation électrique possible par les groupe électrogène et tableaux de sauvegarde dimensionnés au séisme des ateliers concernés,
- le dimensionnement sismique de la DPC ainsi que sa motorisation,
- la présence d'un accéléromètre stoppant la rotation du bol afin de préserver le dispositif de rotation en cas de sollicitations sismiques,
- la présence d'un système d'arrosage du bol de la DPC à partir d'un réservoir d'eau sous pression d'azote avec ouverture et fermeture des vannes d'alimentation à partir du tableau de repli pour refroidir et décolmater les particules solides.

Dans l'hypothèse où l'on postule la perte de l'alimentation électrique y compris celle de sauvegarde dans un scénario aggravé, le retour à l'état sûr ultime consiste en une opération de décolmatage des particules solides amalgamées pour les refroidir qui nécessite :

- de mettre en rotation manuellement le bol de la décanteuse,
- puis d'injecter de l'eau sous pression à partir du réservoir.

Cet équipement est donc retenu comme potentiellement contributif au scénario d'accident grave au niveau du site. Dans le cadre de la gestion de ce scénario d'accident, il est donc nécessaire d'établir un diagnostic rapide sur son état après séisme pour être en capacité de mettre en œuvre les actions de remédiation dans un délai compatible avec les risques décrits au tableau 15. Ceci est l'objet du chapitre 9.

Cet équipement fait l'objet d'une étude visant en particulier à établir les niveaux de robustesse de ses constituants principaux permettant le maintien en état sûr de cet équipement (chapitre 5).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 112/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 4.2.1.3.5 Evaporateurs de concentration de produits de fission (R2, T2)

Les évaporateurs de concentration de produits de fission sont au nombre de 3 dans chaque atelier R2 et T2. La concentration des solutions de produit de fission est réalisée par fonctionnement à l'état d'ébullition, produite en particulier par circulation externe d'eau surchauffée.

Les évaporateurs comportent chacun un condenseur refroidi en continu ayant pour but de condenser les vapeurs issues de la concentration par évaporation.

Ce dispositif de refroidissement du condenseur est dimensionné au séisme à la conception avec un critère de maintien de sa fonctionnalité. Dans l'hypothèse où l'on postule la perte de la fonction de refroidissement en situation d'agression externe, les évaporateurs sont placés en situation de repli sûr de dimensionnement :

- arrêt du chauffage,
- injection d'eau dans l'évaporateur par une cuve de secours ou bien réalimentation en eau de refroidissement par un circuit sauvegardé sous un délai compatible avec les critères de sûreté.

Par ailleurs, en fin du cycle de concentration des produits de fission (chauffage arrêté), la puissance thermique des produits de fission lorsqu'elle est suffisamment élevée peut conduire au maintien d'un état d'ébullition dans l'évaporateur et pourrait conduire à un impact à l'environnement après un délai de plus 44 heures en cas de perte des barrières de défense.

Le réseau de refroidissement présente un niveau de robustesse structurelle vis-à-vis du séisme semblable à celle des réseaux de refroidissement des cuves d'entreposage étudiés au chapitre 5.

Dans une analyse visant à rechercher les combinaisons pénalisantes d'états des installations, on retient une configuration correspondant à une fin de cycle de concentration sur l'ensemble des évaporateurs de produits de fission. Ces équipements sont donc retenus comme potentiellement contributifs au scénario d'accident grave au niveau du site. Dans le cadre de la gestion de ce scénario d'accident, il est donc nécessaire d'établir un diagnostic sur leur état et leurs paramètres de fonctionnement au moment du séisme pour être en capacité de mettre en œuvre les actions de remédiation nécessaires dans un délai compatible avec les risques décrits au tableau 15. Ceci est l'objet du chapitre 9.

#### 4.2.1.3.6 Conteneurs de verres de produits de fission

Les entreposages de colis de verre de produits de fission possèdent des systèmes de refroidissement assurés par des ventilations passives (tirage naturel) en situation de sauvegarde, en cas de perte de leurs alimentations électriques. C'est le cas pour les entreposages tampon des ateliers R7 et T7, ou bien de l'entreposage E-EV/SE.

Ces systèmes passifs sont constitués essentiellement d'éléments structurels de génie civil ou plus rarement d'éléments de tuyauterie possédant, sur la base des études présentées au chapitre 5, une bonne robustesse au-delà de leur dimensionnement.

La situation la plus contraignante pour les conteneurs de verres de produits de fission correspondrait à la perte de la ventilation (extraction) des cellules « refroidissement-soudage » des ateliers R7-T7, qui induit une diminution importante du refroidissement des conteneurs de verre présents.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 113/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Ceci entraînerait :

- une augmentation de la température de l'air et des murs en béton de ces cellules,
- une augmentation de la température de la matrice verre.

Le délai réaliste d'intervention, dans le cas du chargement thermique maximal total de 90 kW, pour remise en service de la ventilation de sauvegarde des cellules de refroidissement soudage, serait supérieur à 7 jours avant atteinte d'une température moyenne du béton de 130°C.

Par ailleurs, sur la base de la modélisation thermique, le délai d'atteinte de la température garantissant la qualité du verre vis-à-vis de ses propriétés de stockage à long terme est de 6 à 7 jours, pour un conteneur de puissance maximale réaliste de 3,2 kW.

En conséquence, il n'est pas nécessaire d'intervenir prioritairement, au titre du scénario d'accident grave, pour remédier à la fonction de refroidissement des installations d'entreposage et des cellules procédé de manutention des conteneurs de verre, compte tenu en particulier de l'extrême robustesse du conditionnement des produits de fission vitrifiés mis en œuvre par l'industrie du traitement des combustibles.

#### 4.2.1.3.7 Entreposage de l'oxyde de plutonium - ateliers BSI, BST1 et Ext BST1.

La fonction d'entreposage d'oxyde de plutonium avant fabrication des combustibles MOX est réalisée d'une part dans l'atelier BSI pour l'INB 116 et d'autre part par l'atelier BST1 et son extension pour l'INB 117.

L'oxyde de plutonium est conditionné dans un ensemble d'enveloppes métalliques :

- il est d'abord conditionné dans une boîte en acier inoxydable d'une épaisseur de 1 mm équipée d'un couvercle serti,
- un ensemble de 4 ou 5 boîtes est déposé dans un étui en acier inoxydable d'une épaisseur de 4 mm dont le système de fermeture est entièrement soudé,
- cet ensemble est à son tour déposé dans un conteneur en acier inoxydable de 5 mm d'épaisseur fermé par bouchon métallique vissé équipé d'un joint en métal.

Ces conteneurs sont entreposés dans des fosses en béton équipées de puits permettant chacun l'entreposage vertical de deux conteneurs. Ces fosses sont situées dans des ensembles de génie civil réalisés pour résister à de multiples agressions.

Les bâtiments, les équipements des fosses et ceux assurant la ventilation sont dimensionnés au séisme à la conception. La possibilité d'alimentation par des groupes de sauvegarde eux-mêmes dimensionnés au séisme est prévue à la conception. Les installations présentent une robustesse vis-à-vis de cette agression du type de celles détaillées au chapitre 5 pour d'autres installations.

La fonction active la plus importante est la ventilation des fosses qui évacue la puissance thermique dégagée par le plutonium de l'ordre de 300 W par conteneur pour répondre aux besoins suivants :

- maîtriser la température des structures en béton armé à une valeur de référence de 90°C correspondant à un critère de fonctionnement permanent. Cependant, dans un scénario d'accident grave, on retient une température de 160 °C environ comme la limite de début d'altération du béton,

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 114/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- limiter la température de certains équipements tels que les structures des puits, les équipements de ventilations à leurs valeurs de dimensionnement.

De plus, la conception des étuis et conteneurs permet la maîtrise de la pression induite par l'échauffement des gaz produits par radiolyse. Ce risque est lié à la présence d'une quantité pondérale de produits volatils dans l'oxyde de plutonium.

De manière extrêmement pénalisante, cette quantité pondérale de produits volatils est chiffrée à 0,5 % en masse. De plus, cette quantité est assimilée à de l'eau. Cette eau est ensuite supposée entièrement radiolysée. Ce scénario conduit à une pression théorique dans les emballages notable, cette pression est proportionnelle à la température de l'air des fosses.

Le retour d'expérience montre que la pression due à la radiolyse dans les emballages d'oxyde de plutonium est extrêmement surévaluée en assimilant 100 % des produits volatils à de l'eau, en ne prenant pas en compte les phénomènes d'adsorption des gaz par les poudres. En effet, les boîtes de plutonium sont réalisées en acier inoxydable afin de résister aux phénomènes de dépression interne. Le risque de radiolyse n'est donc pas considéré comme dimensionnant dans le cadre d'un scénario aggravé.

La sous-criticité des fosses repose sur des éléments entièrement statiques de type béton neutrophage dans des caissons métalliques qui ne présentent pas de points faibles particuliers sur le plan de la tenue mécanique comme sur celle de la tenue thermique comparable à celle du béton.

Dans une hypothèse où l'on postule une perte de la ventilation forcée des fosses dans un scénario aggravé d'agression externe hors-dimensionnement, les interventions suivantes seraient nécessaires :

- pour l'extension BST1 de conception la plus récente, le fonctionnement en tirage naturel en situation accidentelle est prévu à la conception et l'exploitant dispose de tout le temps nécessaire pour rétablir l'alimentation électrique et le refroidissement,
- dans les autres cas, l'exploitant dispose d'un délai de l'ordre de 20 heures pour rétablir la fonction de refroidissement et éviter d'atteindre un domaine de température susceptible d'entraîner une dégradation du béton et des structures.

Dans le cadre de la gestion d'un scénario d'accident grave avec pertes des alimentations électriques ou des fonctions de refroidissement, il est donc nécessaire d'établir un diagnostic rapide pour s'assurer du fonctionnement des ventilations des ateliers BSI et BST1 pour être en capacité de mettre en œuvre, si nécessaire, les actions de remédiation dans un délai compatible avec les risques décrits au tableau 15. Ceci est l'objet du chapitre 9.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 115/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 4.2.1.3.8 Synthèse

Les délais avant remédiation vis-à-vis du risque thermique sont présentés dans le tableau 15 ci-après :

Atelier	Fonction	Nombre d'équipements concernés	Délais avant remédiation	
			Spécification	Exploitation réaliste
NPH - Piscines C/D/E	Refroidissement des assemblages combustibles	4	Ebullition	
			52 h	132 h
			Effet falaise radiologique	
			150 h	380 h
			Dénoyage	
			250 h	680 h
R1/T1	Décolmatage des Décanteuses Pendulaires Centrifuges (DPC)	4	5 h à 1500 W	50 h à 800 W
R2/T2	Refroidissement des condenseurs des évaporateurs de concentration PF	6	2 h	44 h
SPF5/6 T2C/T2D	Refroidissement des cuves contenant des solutions de produits de fission	15	6 h < D < 6,4 h	17 h < D < 25 h
BST1/ BSI	Refroidissement des puits d'entreposage des conteneurs de PuO <sub>2</sub>	2	7,7 h < D < 10 h	20h
R7/T7	Refroidissement des cuves contenant des solutions à fort dégagement thermique	12	6,2 h < D < 6,8 h	25 h < D < 28 h

**Tableau 15 – Risque thermique - Délais avant intervention de remédiation**

#### 4.2.1.4 Risques d'explosion d'hydrogène de radiolyse

L'examen des risques d'explosion de l'hydrogène de radiolyse et de ses conséquences éventuelles est mené pour les équipements pour lesquels cette fonction est classée importante pour la sûreté. Les éléments de justification des priorités définies sont présentés dans les paragraphes suivants et le tableau 16 présente, par INB et atelier nucléaire, les délais d'intervention avant atteinte de la Limite Inférieure d'Inflammabilité (LII), assimilée de manière conservatrice à la Limite Inférieure d'Explosivité (LIE).

L'évaluation de ces délais est réalisée selon deux méthodes :

- une première méthode pénalisante correspondant aux limites maximales d'autorisation de chaque équipement considéré unitairement. Cette méthode est celle employée à la conception de chacune des installations, en prenant en compte toutes les hypothèses pénalisantes (Puissance Volumique Calorifique -PVC- enveloppe, remplissage maximal des équipements, rendement radiolytique enveloppe ...),
- une seconde méthode réaliste prenant en compte la cohérence du fonctionnement de l'ensemble des installations du site et se basant sur le retour d'expérience du fonctionnement de ces installations. Ce dernier montre notamment que les PVC

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 116/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

maximales des différentes solutions de procédé réellement observées sont beaucoup plus basses que celles prises en compte à la conception. La méthode réaliste est pleinement justifiée dans une hypothèse d'agression externe au-delà du dimensionnement et de sollicitation du site dans sa globalité dans la mesure où l'on souhaite dégager une priorisation des actions à effectuer.

Les délais d'atteinte de la Limite Inférieure d'Inflammabilité (4 % H<sub>2</sub> en volume) sont des délais qui demeurent très pénalisants, même en prenant en compte des paramètres comme la PVC réaliste. En effet, les modèles simplifiés ne prennent pas en compte :

- les fuites naturelles d'hydrogène, gaz extrêmement volatil, par l'évent de ventilation procédé, même en cas d'arrêt total de ventilation et absence de tirage naturel,
- le caractère conservatif des rendements de radiolyse pour des certaines solutions,
- le phénomène de recombinaison de l'hydrogène qui devient significatif avec sa concentration.

#### 4.2.1.4.1 Cas des équipements de volumes réduits

Dans le cadre des analyses de défense en profondeur, AREVA a conduit des études expérimentales démontrant l'absence de conséquences d'une explosion d'hydrogène dans le volume libre de fûts de déchets en particulier :

- ces essais ont montré que l'intégrité des fûts était conservée alors que la conception de certains des fûts ne recherchait aucune robustesse intrinsèque vis-à-vis d'une surpression interne, avec la présence en particulier de fond et couvercle plats de grand diamètre, d'épaisseurs réduites 1,5 et 3 mm et fixés par des soudures d'angles à faible pénétration,
- les conditions d'explosion correspondaient à des conditions pénalisantes d'équilibre stœchiométrique avec l'oxygène (30 % d'hydrogène dans l'air), d'un volume de 60 l d'hydrogène.

Ces éléments ont été par ailleurs confirmés par une modélisation d'explosion d'hydrogène dans une colonne d'oxydation qui a montré la non-remise en cause de l'intégrité de la colonne.

Il apparaît raisonnable en première approche d'appliquer ce type de constat d'essai pour tous les cas d'équipements :

- de qualité de conception et réalisation semblable ou supérieure (cas des équipements chaudronnés de procédé à considérer dans cette étude), avec des épaisseurs de parois typiques supérieures à 3 mm,
- possédant un volume libre propre à générer un volume d'hydrogène inférieur ou égal à 60 l à une teneur de 4 % en volume (l'explosion éventuelle génèrerait une surpression significativement plus faible qu'à l'équilibre stœchiométrique), soit 1500 l.

Le tableau 16 intègre donc un critère d'exclusion pour le risque d'explosion lié à l'hydrogène de radiolyse pour des équipements dont le volume libre est trop faible pour qu'une déflagration d'hydrogène à une teneur de l'ordre de la LII soit de nature à provoquer une rupture franche de l'équipement. Pour ces équipements, il n'est pas retenu d'intervenir de manière prioritaire au titre du scénario d'accident grave autrement que par la restauration des moyens de sauvegarde prévus au dimensionnement.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 117/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Ce critère concerne en particulier :

- les équipements de l'URP,
- les équipements comportant des solutions de nitrate de plutonium des ateliers R2 et T2,
- les équipements comportant des solutions de nitrate de plutonium des ateliers R4 et T4,
- les cuves d'alimentation en fines des ateliers R7 et T7.

En complément à cette analyse préliminaire, AREVA réalisera des études visant à renforcer la maîtrise des risques d'explosion d'hydrogène de radiolyse dans les équipements.

#### 4.2.1.4.2 Piscines d'entreposage des combustibles usés C-D-E et NPH

La détermination du délai d'atteinte de la LII est effectuée de manière extrêmement conservatrice quant à la détermination de la production d'hydrogène (rendement conservatif, non prise en compte de la recombinaison de l'hydrogène dans le volume d'eau, puissance absorbée majorée). En pratique, il est très probable que cette production d'hydrogène soit considérablement plus réduite. AREVA réalisera une étude complémentaire pour réduire le conservatisme dans la détermination du terme source et définir la mise en œuvre des moyens les plus adaptés à la gestion de ce risque.

Compte tenu des délais importants estimés avant atteinte de la LIE, il n'est pas retenu à ce stade d'intervenir de manière prioritaire au titre du scénario d'accident grave autrement que par la restauration des moyens d'alimentation électrique prévus au dimensionnement.

#### 4.2.1.4.3 Cuves de fines des ateliers R1, T1, T2, R7

Les solutions de fines sont constituées des particules solides insolubles entraînées dans la solution provenant de la dissolution des éléments combustibles. Ces particules sont tout d'abord séparées dans l'unité de clarification pour éviter l'encrassement progressif des équipements des cycles d'extraction ultérieurs. Elles sont ensuite entreposées en solution dans des cuves spécifiques pour être incorporées dans la matrice de verres avec les solutions de produits de fission dans les unités de vitrification.

La production d'hydrogène de radiolyse est fonction du rendement radiolytique d'une part qui a fait l'objet d'une détermination expérimentale approfondie par AREVA et de la puissance calorifique volumique des solutions. Dans le cadre d'un scénario d'exploitation réaliste basé sur le retour d'expérience d'exploitation des installations, les cuves de fines pouvant donner lieu à une concentration en hydrogène de 4 % en moins de 48 heures et dans des quantités potentiellement préjudiciables ont été identifiées :

- les ateliers R1 et T1 disposent chacun de deux cuves de récupération des fines de volume 4,8 m<sup>3</sup>,
- l'atelier R1 dispose de deux cuves d'entreposage de fines de volume de 70 m<sup>3</sup>,
- l'atelier T2 dispose de deux cuves d'entreposage de fines de volume 120 m<sup>3</sup>,

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 118/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- l'atelier R7 dispose d'une cuve d'entreposage de fines de volume 10 m<sup>3</sup>.

Dans une analyse visant à rechercher les combinaisons pénalisantes d'états des installations comprenant la prise en compte d'opérations de courte durée, on retient la configuration de remplissage des cuves relais de transfert de fines alors que celles-ci ne sont remplies que dans des phases transitoires d'exploitation correspondant à des temps réduits au regard de la durée de fonctionnement des installations :

- l'atelier R1 dispose de 2 cuves relais de 5,6 m<sup>3</sup>,
- l'atelier T2 dispose de 2 cuves relais de 5 m<sup>3</sup>.

La robustesse des équipements assurant, en situation d'agression externe, la fonction de dilution de l'hydrogène de radiolyse pour les cuves d'entreposage de produits de fissions de SPF6 est étudiée aux chapitres 5 (robustesse constitutive) et 9 (robustesse fonctionnelle et redondances). Les équipements et la conception des systèmes assurant la même fonction pour les cuves de fines des ateliers R1, T1, T2C, R7 sont semblables. Les éléments de robustesse sont donc transposables.

Ces équipements sont donc retenus comme potentiellement contributifs au scénario d'accident grave au niveau du site. Dans le cadre de la gestion de ce scénario d'accident, il est donc nécessaire d'établir un diagnostic sur leur état et leurs paramètres de fonctionnement au moment du séisme pour être en capacité de mettre en œuvre les actions de remédiation nécessaires dans un délai compatible avec les risques décrits au tableau 16. Ceci est l'objet du chapitre 9.

#### 4.2.1.4.4 Cuves de rinçage basique des ateliers R7, T7 et T2

Les solutions de rinçage basique sont issues des opérations de rinçage des évaporateurs de concentration des produits de fission des ateliers R2 et T2. Ces opérations sont réalisées avec une fréquence réduite de l'ordre de 2 à 3 fois par an pour chaque usine. Les solutions sont transférées, après une période d'entreposage sur T2 dans le cas d'UP3, vers les ateliers de vitrification pour y être acidifiées. Elles sont incorporées dans la matrice de verre :

- l'atelier R7 dispose d'une cuve de 10 m<sup>3</sup>,
- l'atelier T7 dispose d'une cuve de 10 m<sup>3</sup>.

Les rendements radiolytiques des solutions de rinçage basique sont comparables à ceux de l'eau pure alors qu'ils décroissent fortement après acidification des solutions.

Le REX montre que la puissance calorifique volumique des solutions de rinçage basique est réduite, avec une valeur maximale observée de 0,19 W.l<sup>-1</sup> et avec des valeurs moyennes inférieures à 0,05 W.l<sup>-1</sup>.

- Pour les ateliers R7 et T7, seuls les cas transitoires avant acidification pourraient conduire à des délais inférieurs à 48h, pour la puissance calorifique volumique maximale 0,19 W.l<sup>-1</sup>. Après acidification, la prise en compte du rendement radiolytique spécifique de cette solution permet de mettre en évidence des délais d'atteinte de la LII supérieurs à 130 heures.
- Pour le cas de l'entreposage de solutions de rinçage basique non acidifiées dans l'atelier T2D, la prise en compte du niveau réel maintenu bas dans la cuve d'entreposage (maximum de 45 m<sup>3</sup> pour 130 m<sup>3</sup> de volume total) conduit à des délais supérieurs à 120 h.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 119/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Dans une analyse visant à rechercher les combinaisons pénalisantes d'états des installations comprenant la prise en compte d'opérations de courte durée, on retient la configuration de remplissage des cuves de R7 et T7 alors que celles-ci ne sont susceptibles de produire une quantité d'hydrogène permettant d'atteindre la LII que dans des phases d'exploitation correspondant à des temps réduits au regard de la durée de fonctionnement des installations.

Les deux cuves de R7 et T7 sont donc retenues comme potentiellement contributives au scénario d'accident grave au niveau du site. Dans le cadre de la gestion de ce scénario d'accident, il est donc nécessaire d'établir un diagnostic sur leur état et leurs paramètres de fonctionnement au moment du séisme pour être en capacité de mettre en œuvre les actions de remédiation nécessaires dans un délai compatible avec les risques décrits au tableau 16 (§ 4.2.1.4). Ceci est l'objet du chapitre 9.

#### 4.2.1.4.5 Synthèse

Les délais d'atteinte de la LII vis-à-vis du risque de radiolyse sont présentés dans le tableau 16 ci-après :

Atelier	Fonction	Nombre d'équipements concernés	Délais avant remédiation	
			Spécification	Exploitation réaliste
<b>NPH - Piscines C/D/E</b>	Dilution de l'hydrogène de radiolyse de l'eau de piscine	4	50 h à 114 h	>> 100h
<b>R1/T1</b>	Dilution de l'hydrogène de radiolyse des cuves contenant des suspensions de fines	8	2,6 h < D < 4,9 h	7,5 h < D < 25 h
<b>T2</b>	Dilution de l'hydrogène de radiolyse des cuves relais de fines	2	4,7 h	20,6 h
<b>T2C /T2D</b>	Dilution de l'hydrogène de radiolyse des cuves d'entreposage de fines	2	5,2 h	13 h
<b>R7</b>	Dilution de l'hydrogène de radiolyse des cuves contenant des suspensions de fines	1	5,1 h	48 h
<b>R7/T7</b>	Dilution de l'hydrogène de radiolyse des cuves contenant des solutions de rinçages basiques	2	4,5 h < D < 8,3 h	26 h < D < 28 h

**Tableau 16 – Risque de radiolyse - Délai d'atteinte des 4 % avant intervention de remédiation**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 120/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 4.2.1.5 Equipements de levage–manutention

L'exploitation des usines génère, suivant les ateliers, une activité de manutention liée au procédé ou à la maintenance des équipements.

Le risque de chute de charge lié aux activités de manutention peut provenir de la charge elle-même lorsque celle-ci contient des substances radioactives et/ou de l'équipement sur lequel la charge chute.

Les situations accidentelles inhérentes aux opérations de manutention réalisées dans les ateliers sont :

- les ruptures de barrières de confinement pouvant conduire à des rejets dans le sol et dans l'atmosphère,
- l'endommagement ou la perte de protections contre les rayonnements ionisants,
- l'endommagement d'équipements participant à des Fonctions Importantes pour la Sécurité (FIS) auxiliaires (refroidissement, balayage, décolmatage de la DPC) pouvant provoquer la perte de la FIS et générer des risques de radiolyse et de dégagements thermiques.

Basée sur une démarche de défense en profondeur, l'analyse vis-à-vis des risques liés à la manutention a conduit à prendre les dispositions suivantes, à savoir :

- des dispositions de conception (dimensionnement au séisme des équipements de manutention à vide et en charge, mesures techniques de conception de ces équipements ...),
- des consignes d'exploitation pour l'utilisation des engins de manutention,
- le respect d'un temps de survol,
- la fiabilité des engins de manutention.

Les situations accidentelles dont la maîtrise est assurée par le respect de consignes d'exploitation, par la fiabilité intrinsèque de l'équipement de manutention (taux de fiabilité de  $10^{-5}$  à  $10^{-9}$ ) ou pour lesquelles le terme source mis en œuvre n'est pas significatif ne sont pas de nature à être aggravées dans le cadre d'une agression externe de type séisme.

L'aggravation des situations accidentelles liées aux opérations de manutention concerne principalement les situations accidentelles suivantes :

- cas des engins de manutentions dimensionnés au séisme à vide et en charge :  
on prend l'hypothèse d'une agression externe de type séisme dépassant le séisme de dimensionnement,
- cas des engins de manutentions non dimensionnés au séisme à vide et en charge et dont la maîtrise est assurée par la prise en compte d'un faible temps de survol en charge au-dessus d'une cible potentielle :  
on prend en compte que cet engin de manutention est utilisé au moment du séisme.

L'analyse de robustesse du pont perche de la piscine NPH présentée au chapitre 5 extrapolée à l'ensemble des engins de manutention dimensionnés au séisme à vide ou en charge permet de rendre très peu plausible la chute des engins de manutention pour un séisme dépassant le séisme utilisé pour leur dimensionnement.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 121/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Pour les engins de manutention non dimensionnés au séisme et dont la maîtrise est assurée par la prise en compte d'un faible temps de survol en charge au-dessus d'une cible potentiel (ce cas concerne environ 10 ponts sur 100 ponts par atelier, un temps de survol de moins de 80 h/an), la chute de charge éventuelle nécessitera :

- la mise en place de mesures de confinement au plus près de la source,
- d'exclure localement des zones vis-à-vis des risques d'irradiation,
- de prendre des mesures vis-à-vis de la perte du refroidissement et/ou du balayage des équipements chaudronnés sensibles aux risques de dégagements thermiques et de radiolyse, de même que vis-à-vis de la perte du décolmatage de la DPC de l'atelier T1/R1 (cf. paragraphes 4.2.1.3 et 4.2.1.4).

## 4.2.2 Analyse des scénarios des installations à l'arrêt

### 4.2.2.1 Confinement

La maîtrise des risques de dispersion de substances radioactives est assurée selon les mêmes principes que ceux décrits au paragraphe 4.2.1.1.

#### 4.2.2.1.1 Atelier HAO/Nord

Le bâtiment HAO/Nord assure uniquement le transit des assemblages combustibles du type RTR (réception, déchargement, préparation, transfert vers les piscines des usines UP3-A ou UP2-800). En effet, l'entreposage des assemblages combustibles n'est plus assuré par HAO/Nord. Les derniers assemblages combustibles encore entreposés en piscine seront repris prochainement. La piscine sera alors vide de combustible.

Au vu du faible terme source résiduel, l'installation HAO/Nord ne nécessite pas d'intervenir de manière prioritaire et spécifique au titre du scénario d'accident grave au niveau de l'établissement.

En outre, en cas de séisme de niveau VIII MSK et au delà, la non interaction entre le bâtiment HAO/Nord et l'atelier NPH est garantie par la construction d'un contrefort permettant d'éviter toute interaction de HAO/Nord avec NPH en cas de dégradation substantielle du Génie Civil du bâtiment HAO/Nord.

#### 4.2.2.1.2 Ateliers HAO/Sud, HADE, MAU, MAPu

Le HAO/Sud contient notamment les équipements de cisailage/dissolution qui sont actuellement vides et rincés. Les ateliers MAU et MAPu ne contiennent plus également de matières nucléaires en quantité significative. Par exemple, les Boîtes à Gants de la voie sèche sont pour la plupart démontées.

Au vu de l'absence significative de matières nucléaires et donc des faibles termes sources présents dans les installations en cours de préparation au démantèlement, il n'est pas nécessaire d'intervenir de manière prioritaire et spécifique dans les bâtiments HAO/Sud, HA/DE, MAU et MAPu au titre du scénario d'accident grave au niveau de l'établissement.

#### 4.2.2.1.3 Bâtiment filtration

Le bâtiment filtration ne possède pas de matières nucléaires en quantités significatives. Au vu des faibles termes sources présents dans le bâtiment filtration, il n'est pas nécessaire d'intervenir de manière prioritaire et spécifique dans les bâtiments Filtration au titre du scénario d'accident grave au niveau de l'établissement.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 122/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

En outre, en cas de séisme de niveau VIII MSK et au-delà, des travaux de stabilisation des maçonneries du bâtiment ont été réalisés afin de privilégier un mode de dégradation potentiel du Génie Civil garantissant l'absence d'interaction des étages supérieurs du bâtiment Filtration avec le bâtiment NPH.

#### 4.2.2.1.4 Bâtiment silo HAO

Le bâtiment silo HAO est justifié à un séisme d'intensité VII sur l'échelle MSK. En cas de sollicitation sismique supérieure à ce niveau, le risque de fuite d'eau est possible mais les coques resteront confinées dans la cuve du silo et les conséquences demeureront limitées, l'activité de l'eau présente dans le silo étant comparable à celle des effluents « A ». La mise en œuvre de moyens de surveillance et de limitation des fuites par un dispositif existant de mise sous vide des réseaux de drainage est prévue. Par ailleurs, la reprise et le conditionnement de ces déchets sont programmés dans les prochaines années et les travaux de réalisation de l'installation de reprise sont actuellement en cours.

Dans le cadre de la gestion d'un scénario d'accident aggravé lié à une agression externe de type séisme, il est donc nécessaire d'établir un diagnostic sur l'état du silo après séisme et la mise en œuvre potentielle des actions de remédiation permettant de récupérer les eaux contaminées dans la nappe pour les transférer vers des cuves disponibles ou vers les installations de contrôle et rejet en mer des effluents. Les dispositions de pompage dans la nappe sont prévues dans le cadre des opérations de RCD.

#### 4.2.2.1.5 Piscines S1, S2 et S3 du SOC

La piscine S1 contient les coques issues des gaines de combustibles après dissolution des matières nucléaires contenues. Le Génie Civil est justifié au séisme VIII selon l'échelle MSK qui correspond à un niveau supérieur à l'aléa de référence du site de La Hague. Au-delà de ce niveau de séisme, des dégradations potentielles pourraient survenir, leur importance étant en corrélation avec l'intensité du séisme considéré. Toutefois, le confinement statique des coques serait conservé du fait de leur conditionnement dans des curseurs étanches entreposés dans cette piscine.

Les piscines S2 et S3 contiennent les embouts des combustibles traités qui donc par nature ne contiennent pas de matières nucléaires. Elles sont justifiées au séisme VII selon l'échelle MSK. Au-delà d'un séisme de ce niveau, des dégradations potentielles pourraient survenir, leur importance étant en corrélation avec l'intensité du séisme considéré. Toutefois, le confinement statique des embouts serait conservé du fait de leur conditionnement dans des curseurs étanches entreposés dans cette piscine. Le risque de fuite limitée d'eau n'est pas à exclure mais du fait de la faible activité radiologique, les conséquences vis-à-vis de l'homme et de l'environnement seraient très faibles.

Dans le cadre de la gestion d'un scénario d'accident aggravé sur le site, Il n'est pas nécessaire d'intervenir de manière prioritaire et spécifique dans les piscines S1, S2 et S3.

#### 4.2.2.1.6 Atelier ELAN IIB

Les colonnes d'élution (emballages) et le conteneur contenant les sources de titanate de strontium possèdent une résistance intrinsèque du fait respectivement de leur entreposage dans un emballage de transport et de leur conditionnement.

Par ailleurs, le transfert des colonnes d'élution dans un bâtiment permettant de réaliser l'entreposage et les opérations d'investigations et d'échantillonnage est en

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 123/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

cours d'étude. Il sera réalisé dans les années proches. Les capsules de strontium seront reconditionnées dans un colis en vue de stockage définitif.

Pour l'ensemble de ces raisons, l'éventuelle contribution des installations d'Elan IIB ne justifie pas une intervention prioritaire et spécifique au titre d'un scénario d'accident aggravé au niveau du site du fait de l'absence de conséquences sur l'homme et l'environnement.

#### 4.2.2.1.7 Bâtiment Dégainage

Le bâtiment Dégainage comprend à ce jour le stockage organisé des déchets (SOD) et les décanteurs. Les équipements ont été démontés et conditionnés en colis de déchets et stockés dans un centre agréé.

Le SOD contient des déchets de structure de combustibles traités, quelques éléments combustibles restant à traiter et des déchets technologiques. Ces déchets sont conditionnés dans des curseurs et entreposés sous eau dont l'activité résiduelle radiologique est faible et comparable à celle d'un effluent V. Le SOD est justifié au séisme VII selon l'échelle MSK. Au-delà de ce niveau, des dégradations du Génie Civil pourraient potentiellement survenir. Toutefois une enveloppe en acier inoxydable permettrait de contenir l'eau en partie et réduire d'autant le niveau de fuite hors de la piscine. Un niveau d'exposition à la radioactivité pourrait être relevé hors de cette piscine mais serait limité à ses proches abords, compte tenu de la faible quantité des matières et de l'âge élevé des combustibles.

Les décanteurs du HADE et du Dégainage sont des cuves en acier inoxydable qui contiennent des résines usées de traitement d'eau de piscines, des zéolithes, des terres diatomées et du graphite provenant des combustibles traités. La reprise et le conditionnement est en cours pour un des décanteurs. La mobilité intrinsèque des résines est par ailleurs très limitée et leur confinement serait maintenu au niveau des décanteurs en cas de désordres dus à un séisme supérieur à VII MSK. L'éventualité d'un dénoyage est improbable du fait de la présence de deux barrières (génie civil et cuves).

Dans le cadre de la gestion d'un scénario d'accident aggravé au niveau du site, il n'est pas nécessaire d'intervenir de manière prioritaire et spécifique dans le bâtiment du Dégainage et vis-à-vis des décanteurs.

#### 4.2.2.1.8 Atelier HA/PF

L'installation HA/PF a traité des Concentrats de Produits de Fission issus du traitement de combustibles UNGG et UOX. On notera que 95 % de l'activité contenue dans ces déchets a d'ores et déjà été conditionnée dans une matrice de verre dans des conteneurs entreposés dans des installations présentant une robustesse maximale vis-à-vis des agressions sismiques et des pertes d'alimentation électrique.

La partie du bâtiment HAPF appelée SPF2 contenant les solutions de PF est justifiée au séisme d'intensité VII sur l'échelle MSK.

Le début programmé en 2011 de la reprise de ces solutions pour conditionnement dans l'atelier R7 et la très faible probabilité de l'occurrence d'un séisme au-delà de VII MSK ne justifient pas la recherche de moyens d'intervention prioritaire et spécifique adaptés à cette installation dans un scénario d'accident aggravé à l'échelle du site.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 124/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 4.2.2.1.9 Atelier STE2

Les silos de l'atelier STE2 assurent l'entreposage des résidus issus historiquement du traitement des effluents par précipitation dans des silos. Ces résidus sont appelés « boues ».

Les silos d'entreposage des boues STE2 sont implantés dans le bâtiment 114-1 de l'atelier STE2-A et le bâtiment 114-3 de l'atelier STE-V qui a fait l'objet d'un dimensionnement sismique au niveau VIII selon l'échelle MSK.

La nappe phréatique aux abords des silos est surveillée radiologiquement au moyen de piézomètres.

L'étanchéité des cuves d'entreposages des boues issues du traitement chimique des effluents actifs pourrait être affectée dans le cas d'une agression externe de type séisme, en particulier dans le cas très improbable d'une intensité au-delà d'un niveau VIII selon l'échelle MSK. Les propriétés physico-chimiques des boues et la conception des silos prévus dès leur origine pour les accueillir permettent de garantir le maintien des boues au niveau des silos. La fuite des surnageants, d'activité comparable à celle des « effluents V », est susceptible d'entraîner une irradiation aux alentours des silos et une contamination au sol.

Dans le cadre de la gestion d'un scénario d'accident aggravé lié à une agression externe de type séisme, il est donc nécessaire d'établir un diagnostic sur l'état des silos après séisme et la mise en œuvre potentielle des actions permettant de relever les effluents via les puisards situés aux alentours et de les transférer vers des cuves disponibles ou vers les installations de contrôle et de rejet en mer des effluents. Les dispositions de relevage des effluents sont prévues dans le cadre des opérations de RCD.

#### 4.2.2.1.10 Entreposage des déchets dans le silo 115

Le Silo 115 assure l'entreposage de déchets solides produits lors du dégainage des combustibles irradiés Uranium Naturel Graphite-Gaz (UNGG). Ces déchets solides sont principalement constitués par des gaines en magnésium et des chemises en graphite. Ils sont entreposés en cuves dans le Silo 115. Le confinement statique est assuré par deux barrières distinctes constituées par les cuves en acier noir contenant les déchets magnésiens, puis par les parois de la cellule.

Une surveillance du confinement statique et une surveillance radiologique de la nappe phréatique sont effectuées au moyen de systèmes de puisard et de piézomètres. La surveillance du confinement dynamique des cuves est assurée par l'unité de ventilation du bâtiment 115.

Le bâtiment étant semi-enterré et la matière active étant sous forme de déchets solides entreposés à sec, une dispersion significative de matière active dans l'environnement n'est pas envisagée. En conséquence, Il n'est pas nécessaire d'intervenir de manière prioritaire et spécifique dans le bâtiment 115 au titre du scénario d'accident grave au niveau de l'établissement.

#### 4.2.2.1.11 Entreposage des déchets dans le silo 130

Le Silo 130 assure l'entreposage de déchets solides produits lors du dégainage des combustibles irradiés Uranium Naturel Graphite-Gaz (UNGG). Ces déchets solides sont principalement constitués par des gaines en magnésium et des chemises en graphite. Ils sont entreposés en vrac partiellement sous eau dans le Silo 130.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 125/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le premier système de confinement du Silo 130 est constitué du cuvelage en acier noir de 5 mm noyé dans le béton, complété par les parois en béton du silo et les équipements qui en assurent le prolongement.

La surveillance du confinement statique du Silo 130 est réalisée au travers d'une mesure de niveau et d'un dispositif de prise d'échantillon. Une surveillance radiologique des drains périphériques à l'installation et une surveillance de la nappe phréatique par prélèvements et analyses périodiques dans des piézomètres sont effectuées. La surveillance du confinement dynamique des fosses d'entreposage est assurée au niveau de l'unité de ventilation du bâtiment 130.

Dans le cas d'une agression externe de type séisme, en particulier dans le cas très improbable d'une intensité au-delà d'un niveau VIII selon l'échelle MSK, le fond du silo dont l'épaisseur est limitée représente un point de moindre robustesse et l'apparition d'une fuite ne peut être exclue. La dalle de couverture du Silo 130 possède une épaisseur de 90 cm de béton et les parois verticales ont une épaisseur de 70 à 90 cm de béton. On peut légitimement penser que les déchets solides resteront confinés dans la fosse et que la dalle située en partie supérieure du silo conserve son caractère de protection contre les rayonnements.

Dans le cadre de la gestion d'un scénario d'accident aggravé lié à une agression externe de type séisme, il est donc nécessaire d'établir un diagnostic sur l'état du silo après séisme afin d'être en capacité de rabattre la nappe phréatique par pompage dans les forages piézométriques de façon à constituer une barrière hydraulique et garantir ainsi l'absence de contamination à l'extérieur du site. Les eaux contaminées seraient transférées vers des cuves disponibles ou vers les installations de contrôle et de rejet en mer des effluents. Les moyens de pompage dans la nappe phréatique sont prévus d'être mis en place avant le début des opérations de RCD.

#### 4.2.2.2 Criticité

Pour les installations à l'arrêt, la majorité des équipements a été vidée et rincée. Les quantités de matières fissiles présentes aujourd'hui sont donc faibles. Le silo HAO et les silos de boues STE2 constituent des cas particuliers traités ci-après :

- pour les silos boues STE2, le mode de contrôle primaire est le maintien d'un rapport de modération H/Pu minimal pour les boues sous forme humide, un séisme sur l'installation pourrait conduire à un assèchement relatif des boues présentes dans les silos. Un mode de contrôle secondaire par la densité surfacique est alors retenu. Dans ce cas, la densité surfacique maximale est inférieure à la densité surfacique admissible pour chacun des silos,
- pour le silo HAO, la sous-criticité des coques et embouts entreposés sous eau repose sur le taux d'oxyde résiduel d'uranium enrichi dans les coques sous eau. En cas d'accident aggravé, un assèchement des coques ne peut être exclu, le taux d'oxyde résiduel sous critique calculé dans cette configuration pour les différents combustibles traités est toujours supérieur au seuil de taux oxyde résiduel autorisé dans la consigne d'exploitation lors de la phase de remplissage du silo.

En conséquence, compte tenu des éléments de robustesse précédents, le risque de perte de la sûreté-criticité n'apparaît pas en lui-même comme nécessitant une intervention prioritaire et spécifique au titre du scénario d'accident grave au niveau de l'établissement dans le cas des installations à l'arrêt.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 126/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 4.2.2.3 Risque thermique

L'examen des risques d'évacuation de la puissance thermique a été mené sur l'ensemble des ateliers des installations à l'arrêt. Dans la quasi-totalité des installations, les matières nucléaires susceptibles d'échauffement thermique significatif ayant été évacuées, aucune contrainte significative de délai liée à une perte des systèmes de refroidissement n'est mise en évidence.

Deux cas particuliers méritent une attention plus approfondie :

- Pour les piscines S1, S2 et S3 remplies de curseurs de coques, le délai d'atteinte d'ébullition est de l'ordre de 1000 h.
- Dans le cas des cuves d'entreposage des produits de fission sur l'atelier HA/PF, le risque d'ébullition des cuves d'entreposage peut être écarté. Un essai d'arrêt du refroidissement a montré que le délai nécessaire pour atteindre une température aussi limitée que 48°C était déjà de l'ordre de 170 heures pour les produits de fission issus des combustibles UNGG restant à traiter et que la température ne pouvait excéder 55°C pour les autres produits entre posés.

En conséquence, le risque d'évacuation de la puissance thermique ne nécessite pas d'intervention prioritaire et spécifique au titre du scénario d'accident grave au niveau de l'établissement dans le cas des installations à l'arrêt.

#### 4.2.2.4 Risque d'explosion d'hydrogène de radiolyse

L'examen des risques d'explosion de l'hydrogène de radiolyse a été mené sur l'ensemble des ateliers des installations à l'arrêt. Dans un nombre important d'installations, les matières nucléaires susceptibles de production d'hydrogène par radiolyse ayant été évacuées, les délais d'atteinte de la Limite Inférieure Inflammabilité à 4 % en hydrogène excèdent plusieurs dizaines de jours. Ils n'induisent alors aucune contrainte significative de délai d'intervention prioritaire au titre d'un accident aggravé à l'échelle du site.

Les cas particuliers ayant fait l'objet d'un examen sont les suivants :

- Dans le cas du silo HAO, le délai d'atteinte de la limite d'explosivité est de l'ordre de 60 heures.
- Dans le cas de l'atelier HA/PF, les délais d'atteinte de la limite inférieure d'explosivité sont supérieurs à 10 jours dans la majorité des solutions. Le début programmé en 2011 de la reprise de ces solutions pour conditionnement dans l'atelier R7 et le caractère très peu probable de l'occurrence d'un séisme au-delà de VII MSK ne justifient pas la recherche de moyens d'intervention prioritaire et spécifique adaptés à cette installation dans un scénario d'accident aggravé à l'échelle du site.
- Pour l'atelier MAPu, les délais évalués dans l'état actuel des installations, en prenant en compte la vidange des équipements, sont supérieurs à 150 heures.
- Pour ELAN IIB, le délai d'atteinte de 4 % pour les colonnes d'élution est de 42 h. Par conception, la présence de filtres THE permettant une mise à l'air des colonnes ce système n'est pas de nature à permettre l'accumulation d'hydrogène dans ces équipements.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 127/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- Pour l'atelier HADE, les délais associés aux équipements chaudronnés de taille significative comme le dissolvant sont compris entre 50 et 90 jours. Les quelques équipements où les délais d'atteinte à 4 % sont inférieurs à 2 jours sont des équipements de volume très réduit pour lesquels les quantités d'hydrogène mises en jeu sont négligeables et en aucun cas de nature à affecter l'intégrité de l'équipement en cas d'explosion.

En conséquence, le risque d'explosion d'hydrogène de radiolyse ne nécessite pas d'intervention prioritaire et spécifique au titre du scénario d'accident grave au niveau de l'établissement dans le cas des installations à l'arrêt.

### 4.3 Description des événements redoutés

Les équipements et les modes de défaillance associés, détaillés ci-dessous, constituent ceux nécessitant l'établissement d'un diagnostic et éventuellement la mise en place de moyens d'intervention dans le cas d'un scénario d'accident aggravé lié à une agression externe hors dimensionnement sur le site de La Hague :

- Perte du refroidissement des combustibles usés qui peut concerner les piscines NPH, C,D,E pour lesquelles il est nécessaire de mettre en place une alimentation complémentaire en eau permettant de maintenir un niveau d'eau assurant un niveau d'activité en bord de bassin inférieur à  $2 \text{ mSv.h}^{-1}$  en bord de bassin.
- Arrêt de la rotation des décanteuses pendulaires centrifuges qui peut concerner une ou plusieurs des 4 DPC des ateliers R1 et T1 pour lesquelles la mise en rotation et l'injection d'eau sous pression doivent être réalisées.
- La perte du refroidissement des cuves d'entreposage des solutions actives à fort dégagement thermique qui peut concerner une ou plusieurs des cuves identifiées sur les ateliers R2, T2, T2C, T2D, SPF5/6, R7 et T7 et pour lesquelles une alimentation complémentaire en eau de refroidissement en boucle ouverte doit être mise en place.
- La perte du refroidissement des condenseurs des évaporateurs des ateliers R2 et T2.
- La perte du refroidissement des entreposages de  $\text{PuO}_2$  BSI ou BST1 pour lesquels la ventilation doit être restaurée par redémarrage des équipements existants.
- La perte de l'alimentation en air, assurant la dilution de l'hydrogène de 15 cuves de solutions de fines concentrées et rinçages basiques pour les ateliers R1, T1, T2, R7 et T7.

L'ensemble des équipements et systèmes de refroidissement ou d'alimentation en air de dilution d'hydrogène de radiolyse considérés ci-dessus présentant de fortes similitudes, il a été choisi par suite, pour l'étude de robustesse notamment, de restreindre l'analyse au périmètre :

- piscines d'entreposage de combustibles usés,
- cuves d'entreposage de produits de fission concentrés.

Les conclusions de ces études, présentées aux chapitres 5, 6 et 7, sont transposables aux systèmes assurant les mêmes types de fonctions pour les autres périmètres considérés.

Les arbres de défaillance associés aux événements correspondant à la perte de refroidissement des piscines de combustibles et des cuves de produits de fission sont présentés ci-après. Les barrières de défense mises en place pour éviter l'occurrence des événements envisagés font l'objet d'une analyse de robustesse vis-à-vis des différentes agressions externes (séisme, inondation) dans les chapitres 5, 6, 7 et 8.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 128/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

La liste des barrières de défense à analyser est la suivante :

- Pour les piscines :
  - . groupes électrogènes diesel de sauvegarde et leurs lignes d'alimentation en gasoil,
  - . réseaux électriques de sauvegarde,
  - . réseaux de refroidissement (Nymphéas, collecteurs, pompes, vannes et aéroréfrigérants),
  - . capacité à mettre en œuvre des moyens exceptionnels d'apport en eau dans les bassins d'entreposage,  
dans le but d'atteindre et de maintenir l'état de repli ultime correspondant au maintien d'un niveau d'eau minimum de 7 mètres dans les piscines nous préservant du premier effet falaise quelque soit la température de l'eau de la piscine.
- Pour les entreposages de solutions de produits de fissions concentrées :
  - . groupes électrogènes diesel de sauvegarde et leurs lignes d'alimentation en gasoil,
  - . réseaux électriques de sauvegarde,
  - . réseaux de refroidissement (échangeurs, collecteurs, pompes, vannes et aéroréfrigérants),
  - . circuit de sauvegarde d'alimentation en air de dilution de l'hydrogène de radiolyse,  
dans le but d'atteindre et de maintenir l'état de repli ultime correspondant au maintien d'un refroidissement limitant la température des solutions en deçà de la température d'ébullition.
- Pour l'entreposage des solutions de fines et de rinçage basique :
  - . groupes électrogènes diesel de sauvegarde et leurs lignes d'alimentation en gasoil,
  - . réseaux électriques de sauvegarde,
  - . circuit de sauvegarde d'alimentation en air de dilution de l'hydrogène de radiolyse,
  - . capacité à mettre en œuvre des moyens ultimes d'alimentation en air de dilution de l'hydrogène de radiolyse,  
dans le but d'atteindre et de maintenir l'état de repli ultime correspondant à l'injection d'un débit minimum adapté aux caractéristiques des cuves concernées et de leur solution.
- Pour la concentration des solutions de produits de fissions :
  - . groupes électrogènes diesel de sauvegarde et leurs lignes d'alimentation en gasoil,
  - . réseaux électriques de sauvegarde,
  - . réseaux de refroidissement (échangeurs, collecteurs, pompes, vannes et aéroréfrigérants),  
dans le but d'atteindre et de maintenir l'état de repli ultime correspondant au maintien d'une condensation des vapeurs radioactives par une injection d'un débit adapté en eau.
- Pour l'opération de décolmatage des DPC :
  - . groupes électrogènes diesel de sauvegarde et leurs lignes d'alimentation en gasoil,
  - . réseaux électriques de sauvegarde,
  - . dispositifs de rotation manuelle et d'apport d'eau sous pression,

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 129/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

dans le but d'atteindre et de maintenir l'état de repli ultime correspondant à la mise en solution des fines décolmatées.

Les analyses de robustesse des installations et des équipements concernés réalisées au chapitre 5 visent à identifier les composants susceptibles d'être l'objet d'une défaillance conduisant à la perte d'une fonction et de juger de son caractère plus ou moins plausible par rapport à l'aléa sismique de référence du site.

Au regard du nombre important d'installations indépendantes retenues dans l'analyse avec des fonctionnalités diverses, il apparaît aussi qu'une robustesse importante vis-à-vis de l'aléa sismique de référence pouvant atteindre une ou plusieurs unités d'intensité sur l'échelle MSK implique un caractère non plausible d'une défaillance collective de l'ensemble des unités identifiées comme le montre déjà le retour d'expérience sur des bâtiments de conception régulière et de bonne qualité de construction non dimensionnées au séisme pour le niveau d'aléa vraisemblable sur un site comme La Hague.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 130/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

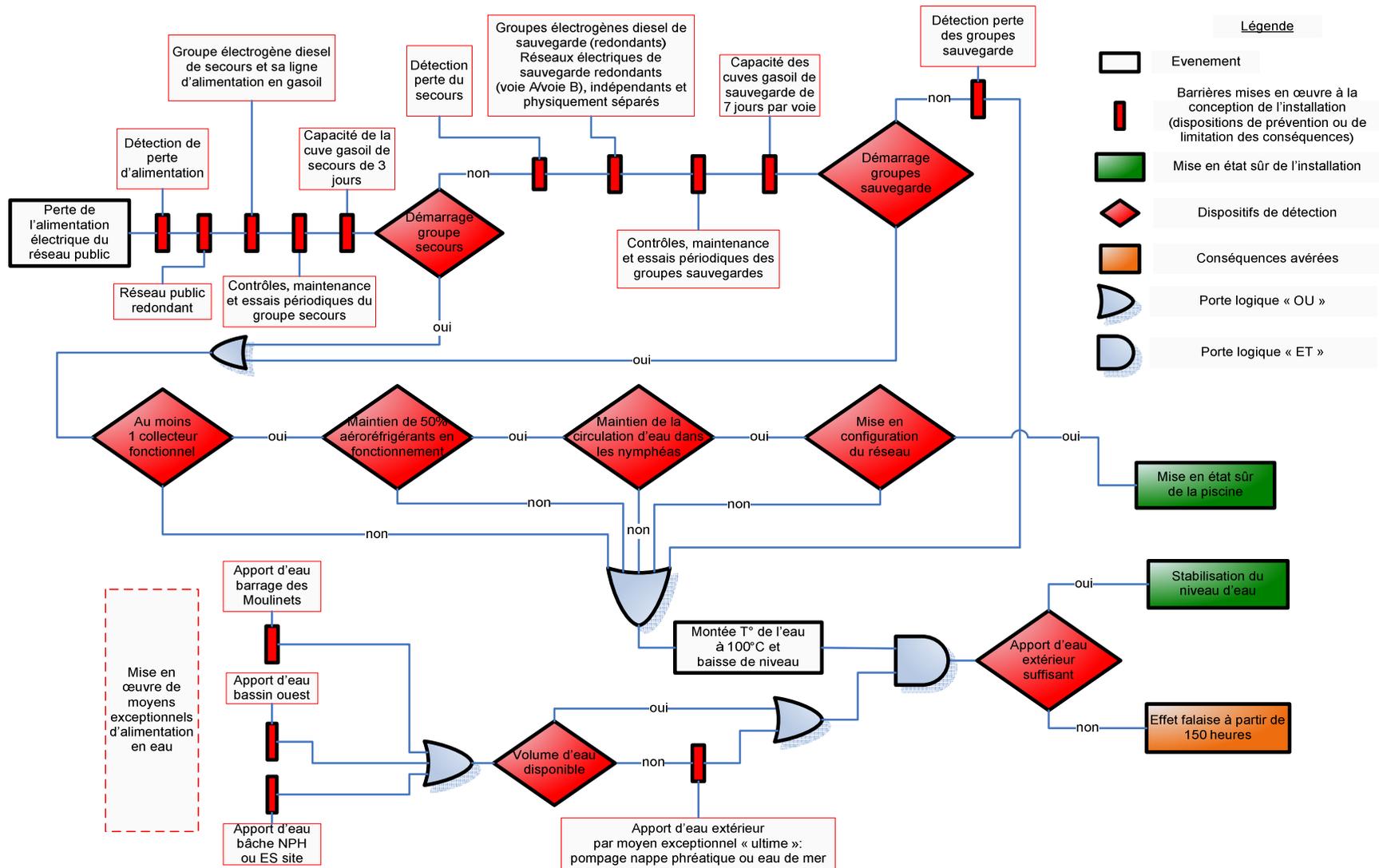
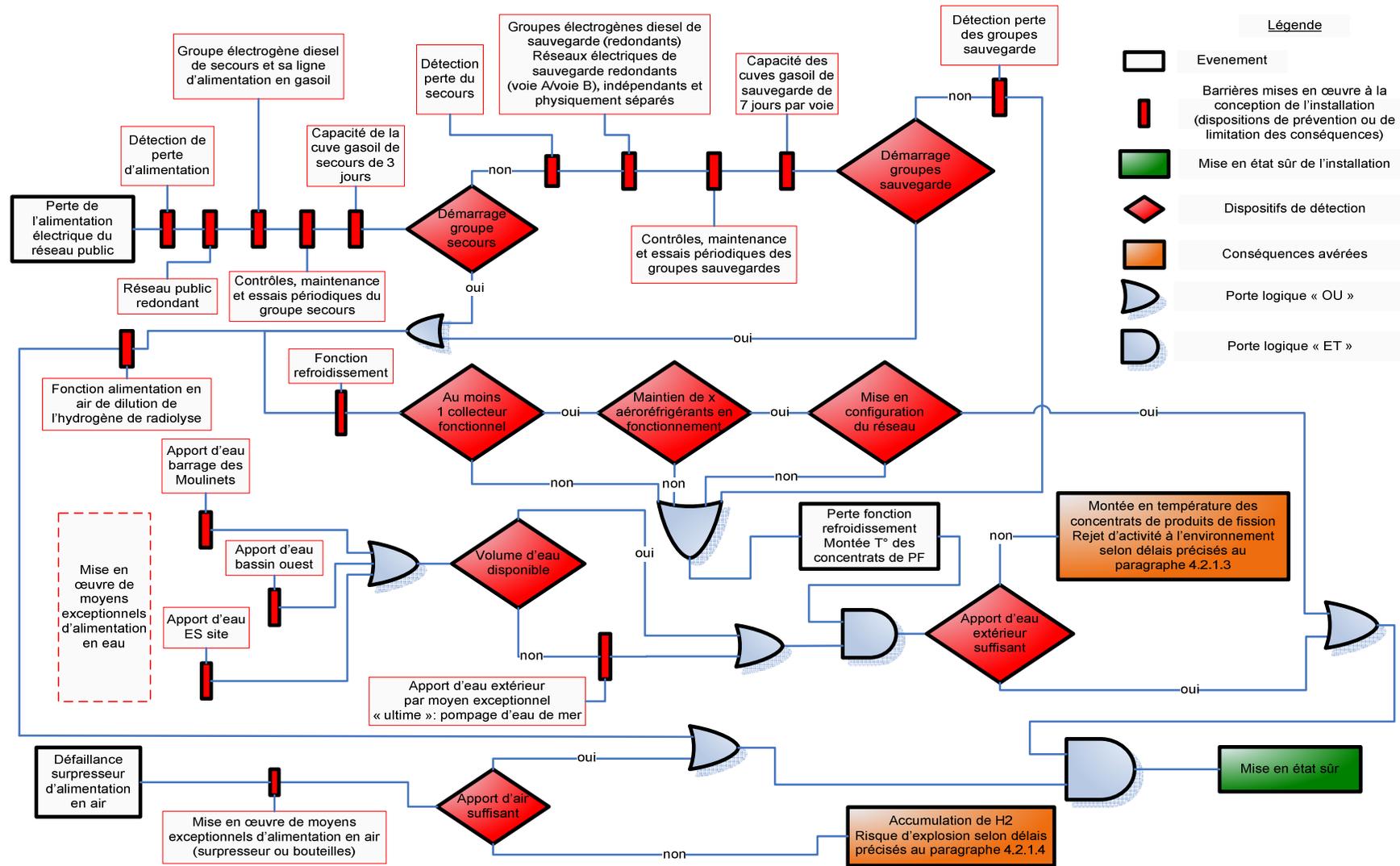


Figure 15 – Perte de refroidissement des piscines

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 131/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011



**Figure 16 – Perte de refroidissement et d'alimentation en air de dilution de l'hydrogène de radiolyse des entreposages de concentrats de produits de fission, de fines et de solutions de rinçages basiques**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 132/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

# CHAPITRE 5

## PROTECTION VIS-A-VIS DU SEISME

### 5.1 DONNEES DE CONCEPTION ET DE DIMENSIONNEMENT

#### 5.1.1 Mouvement sismique de dimensionnement

Depuis les années 70 :

- les règles de conception parasismique sont appliquées aux bâtiments et ouvrages de génie civil de La Hague,
- les bâtiments, ouvrages et matériels sont dimensionnés dans le domaine élastique-linéaire, à la différence de ce qui est fait pour le bâti courant dimensionné dans le domaine élasto-plastique à l'aide de coefficients de comportement associés à des dispositions constructives.

Trois spectres de dimensionnement ont été utilisés successivement pour les bâtiments, ainsi que pour les matériels supportés (après transfert au droit de leurs appuis) :

- le SDD 1976 pour UP2-400, HAO et NPH,
- le SDD 1979 pour UP2-800, UP3-A, STE3, ACC, EEVSE, les entreposages de produits de fission,
- le SDD 2001 pour la dernière réévaluation décennale d'UP3-A et STE3.

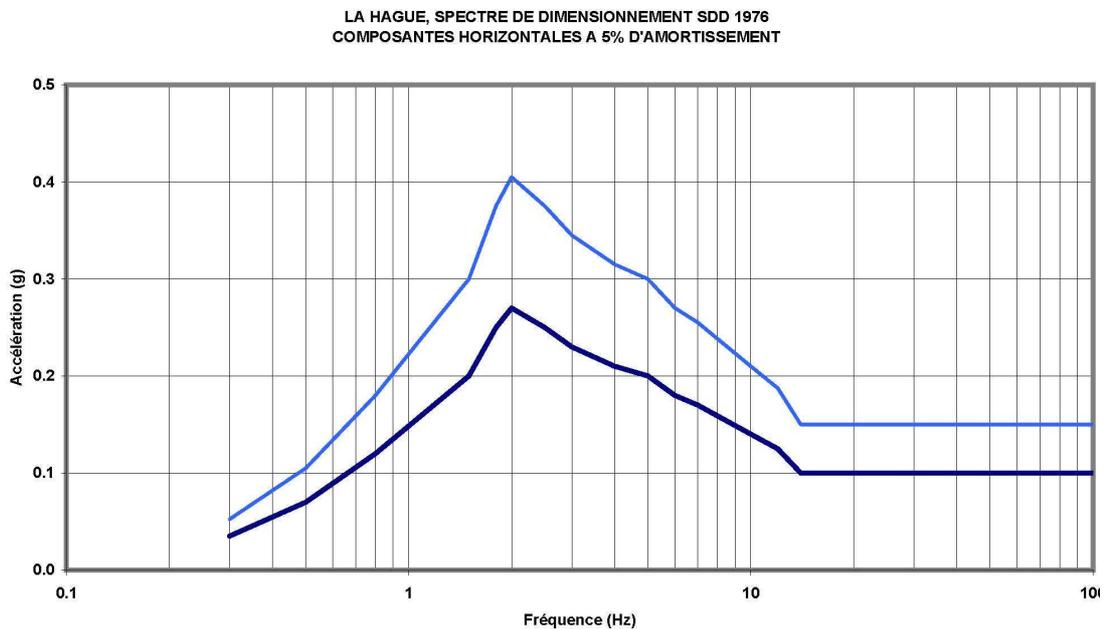
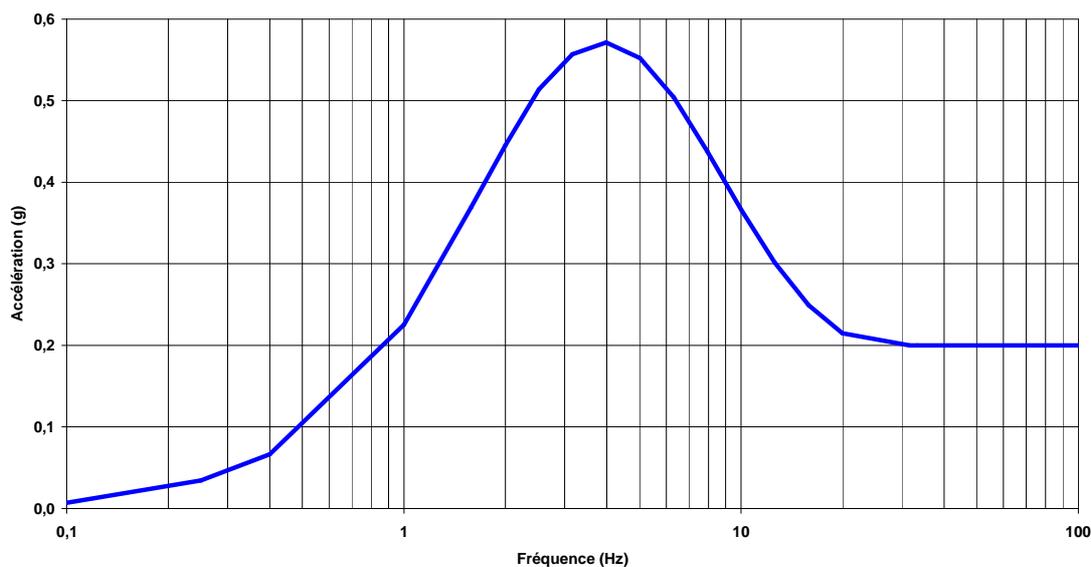


Figure 17 – Spectre de dimensionnement SDD 1976 à 0,10 g et 0,15 g à 5 % d'amortissement

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 133/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

LA HAGUE, SPECTRE DE DIMENSIONNEMENT  
SDD DSN79  
COMPOSANTES HORIZONTALES A 5 % D'AMORTISSEMENT



**Figure 18 – Spectre de dimensionnement SDD 1979 à 5 % d’amortissement**

SDD	Magnitude à 15 km	PGA (g)	Intensité (MSK)
RFS 2001	5,8	0,15	VII / VIII
SDD 1979	-	0,2	VIII
SDD 1976	-	0,15	VII
SDD 1976	-	0,1	VI / VII

**Tableau 17 - Correspondance SDD – PGA intensité macrosismique**

**Légende :**

- RFS Règle fondamentale de sûreté de l’Autorité de sûreté nucléaire
- SMS Séisme majoré de sécurité
- SDD Spectre de dimensionnement
- PGA Peak ground acceleration : accélération maximum du sol (asymptote du spectre en fréq. / accél.)

## 5.1.2 Correspondance entre spectres et ateliers

Le tableau 18 ci-après définit précisément le spectre de dimensionnement utilisé pour chaque atelier (bâtiment et matériels). Dans le cas où un spectre différent du spectre de dimensionnement d'origine a été utilisé pour la dernière réévaluation décennale de sûreté transmise à l'ASN et où ce spectre a une incidence importante sur les conclusions de la réévaluation, ce spectre est mentionné en lieu et place du spectre de dimensionnement d'origine.

INB n°	Bâtiment	Désignation	Année de construction	Séisme de dimensionnement	Commentaires
33	AD1 / BDH	Atelier de décontamination N°1	1962	Pas d'exigence	
33	BCUP2	Bâtiment central UP2 et laboratoires	1962	Pas d'exigence	
33	HADE	Atelier Dissolution Extraction Haute Activité UP2-400	1962	Pas d'exigence	Etude au SDD 76 à 0,15 g en 1979
33	HAPF	Atelier concentration produits de fission	1962	SDD 1979 PGA = 0,15 g	bâtiment principal renforcé pour SDD 79 calée à 0,15 g + NCP1
33	MAPu	Moyenne Activité Plutonium	1962	SDD 1976 PGA = 0,10 g	
33	MAU	Moyenne Activité Uranium	1964	SDD 1976 PGA = 0,10 g	
33	SPF2	Entreposage produits de fission n°2	1969	SDD 1976 PGA = 0,15 g	
33	SPF3	Entreposage produits de fission n°3	1975	SDD 1976 PGA = 0,10 g	
38	1311	Fosses 1 à 18	1968	Pas d'exigence	
38	AT1	Atelier AT1	1966	Pas d'exigence	
38	Bât. 115	Silo d'entreposage déchets magnésiens	1964	Pas d'exigence	
38	Bât. 116	Bâtiment de désactivation	1978	Pas d'exigence	
38	Bât. 117	Fosses 19 à 26 et HAO	1967	Pas d'exigence	
38	Bât. 119	Hangar d'entreposage des fûts	1965	Pas d'exigence	
38	Bât. 128	Entreposage des déchets solides	1967	Pas d'exigence	
38	Bât. 130	Silo d'entreposage déchets magnésiens	1968	Pas d'exigence	

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 135/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

INB n°	Bâtiment	Désignation	Année de construction	Séisme de dimensionnement	Commentaires
38	Silo 10 à 15	Silo d'entreposage des boues STE2 (114-1)	1965	Pas d'exigence	
38	Silo 16 à 18	Silo d'entreposage des boues STE2 (114-3)	1988	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
38	STE2	Station de Traitement des Effluents N°2	1962	Pas d'exigence	
47	ELAN 2B	Atelier ELAN2B	1970	Pas d'exigence	
80	Dégainage	Dégainage - Stockage organisé des coques	1962	Pas d'exigence	Etude au SDD 76 à 0,15 g en 1979
80	HAO	Atelier Haute Activité Oxyde	1972	Pas d'exigence	SDD 2001 : Non interaction vis-à-vis de NPH et stabilité de HAO/Nord (contrefort)
80	P907	Nouvelle filtration HAO	1985	Pas d'exigence	SDD 2001 : renforts pour la non interaction vis-à-vis de NPH
80	PLH	Piscines La Hague	1966	Pas d'exigence	
80	Silo HAO	Entreposage coques HAO	1974	Pas d'exigence	Analyse qualitative au SDD 79 (stabilité du bâtiment et étanchéité de la fosse assurés)
80	SOC	Stockage organisé des coques	1989	Pas d'exigence	Etude au SDD 79, concluant sur la tenue de certaines structures
116	ACC	Atelier Compactage des Coques	1995	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
116	AD2	Atelier de Décontamination N°2	1984	Pas d'exigence	
116	BCUP3	Bâtiment Central UP3	1984	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
116	BSI	Entreposage PuO <sub>2</sub> UP3	1984	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
116	D/E EDS	Désentreposage Entreposage Déchets Solides	1993	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
116	E/EVSE	Extension Entreposage des Verres Sud-Est	1993	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
116	ECC	Entreposage des Coques Compactées	2000	SDD 1979 PGA = 0,2 g	

INB n°	Bâtiment	Désignation	Année de construction	Séisme de dimensionnement	Commentaires
116	EDS	Entreposage Déchets Solides	1985	Pas d'exigence	
116	PISD	Piscine D	1982	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
116	PISE	Piscine E	1985	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
116	T0	Atelier déchargement à sec	1982	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
116	T1	Atelier cisailage dissolution UP3-A	1983	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
116	T2	Atelier extraction concentration UP3-A	1983	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
116	T3	Atelier purification uranium UP3-A	1984	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
116	T4	Atelier plutonium UP3-A	1984	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
116	T5	Entreposage nitrate uranyle UP3-A	1984	Pas d'exigence	
116	T7	Atelier vitrification UP3-A	1985	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
117	1035	Extension BST1	1994	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
117	1088	Extension NPH	1992	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
117	1089	Aéroréfrigérants NPH	1992	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
117	3030 à 3033	Bâtiments FLS	1982	Pas d'exigence	
117	AMEC1	Atelier Maintenance Entretien Châteaux 1	1982	Pas d'exigence	
117	AMEC2	Atelier Maintenance Entretien Châteaux 2	1982	Pas d'exigence	
117	AML	Atelier réception Mise sur Lorry	1981	Pas d'exigence	
117	BST1	Entreposage PuO <sub>2</sub> UP2	1981	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
117	CNRS	Centrale Nouvelle Refroidissement. Sud	1983	Pas d'exigence	
117	EVR7	Entreposage des Verres R7	1982	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
117	NPH	Nouvelle Piscine Hague	1979	SDD 1979 PGA = 0,2 g	

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 137/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

INB n°	Bâtiment	Désignation	Année de construction	Séisme de dimensionnement	Commentaires
117	PISC	Piscine C	1981	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
117	R1	Atelier cisailage dissolution. UP2-800	1986	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
117	R2	atelier extraction concentration UP2-800	1986	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
117	R4	Atelier plutonium UP2-800	1996	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
117	R7	Atelier vitrification UP2-800	1982	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
117	SPF4	Entreposage produits de fission n°4	1979	Pas d'exigence	Etude au SDD 79 en 1979
117	SPF5	Entreposage produits de fission n°5	1982	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
117	SPF6	Entreposage produits de fission n°6	1986	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
118	D/EEB	Bâtiment extension entreposage bitumes	1992	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
118	D/EEB	Bâtiment désentreposage bitumes	1992	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
118	MDSA	Extension entreposage solvants	1989	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
118	MDSB	Minéralisation des solvants	1994	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
118	STE3A	STE3 - Bâtiment Annexe	1982	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
118	STE3B	Ste3 - Bâtiment Bitumage	1982	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
118	STE3T	STE3 - Bâtiment Traitement	1982	SDD 1979 PGA = 0,2 g	
		Racks UP2-800 / UP3		SDD 1979 PGA = 0,2 g	

**Tableau 18 - Correspondance entre spectres de dimensionnement et ateliers**

## 5.2 IDENTIFICATION DES SYSTEMES, STRUCTURES ET COMPOSANTS CLES

### 5.2.1 Méthode d'identification

La sélection des Systèmes, Structures et Composants Clés (SSCC) est basée sur les exigences de sûreté imposées à la conception des installations principales visées dans les scénarios d'accidents graves décrits au paragraphe 4.3. Les matériels retenus sont en premier lieu ceux assurant une fonction « active » après séisme avec ou sans interruption de celle-ci.

Ces SSCCs permettent de conserver des fonctions importantes pour la sûreté, après séisme, pour atteindre un état de repli sûr, telles que :

- la stabilité des structures de génie civil,
- le maintien de l'intégrité des enveloppes de confinement,
- le refroidissement des substances radioactives,
- la dilution de l'hydrogène de radiolyse,
- les fonctions auxiliaires associées.

Ces SSCCs sont de deux types différents :

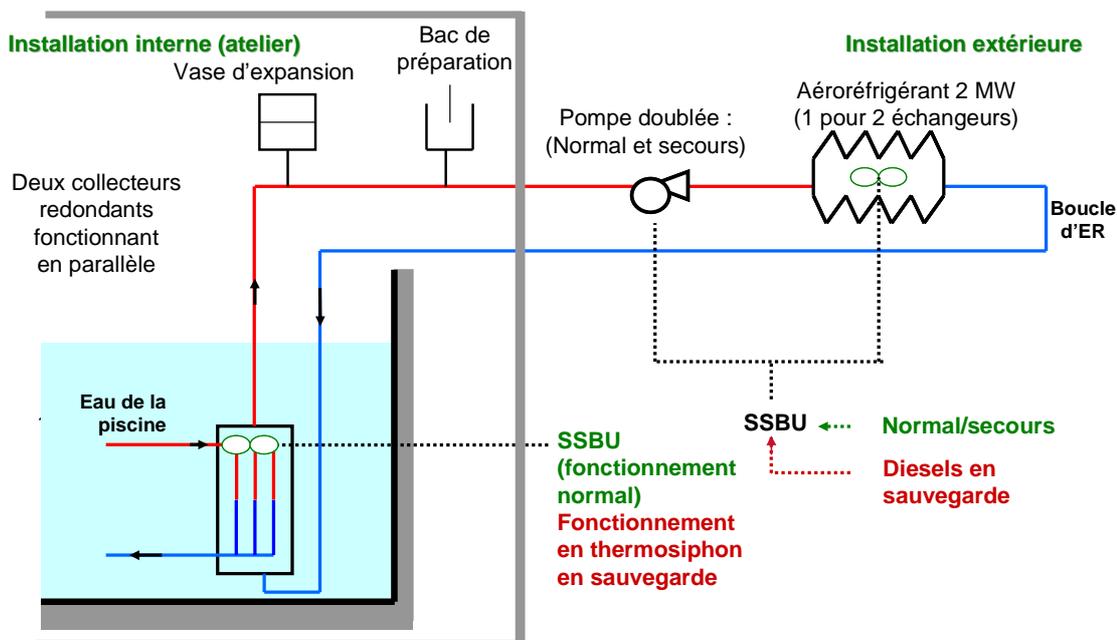
- « structurel », auquel cas il s'agit principalement de structures de génie civil,
- « fonctionnels », et il s'agit alors de matériels assurant des fonctions spécifiques, essentiellement actives dans le cadre de l'étude de robustesse.

### 5.2.2 Piscines de combustibles usés – NPH et C, D, E

Les SSCCs nécessaires à l'atteinte d'un état de repli sûr vis-à-vis de la fonction de refroidissement des piscines sont :

- le dispositif d'échange des calories au niveau de la source froide, constitué par des aéroréfrigérants qui assurent le refroidissement de l'eau de refroidissement avec l'air ambiant,
- le dispositif de transport des calories constitué par des tuyauteries et leur supportage,
- le dispositif d'échange des calories au niveau de la source chaude, constitué par des échangeurs spécifiques, les nymphéas, implantés directement sur le bord des piscines,
- les utilités nécessaires pour le fonctionnement du système :
  - . l'alimentation électrique des pompes des nymphéas, mais ces équipements peuvent fonctionner en thermosiphon dans des conditions dégradées, voire d'absence d'alimentation électrique avec des performances plus réduites en matière d'échanges thermiques,
  - . l'alimentation électrique des moto-ventilateurs des aéroréfrigérants lorsque ceux-ci fonctionnent à pleine puissance en tirage forcé, mais ces équipements peuvent aussi fonctionner en tirage naturel dans des conditions dégradées, voire d'absence d'alimentation électrique avec des performances plus réduites en matière d'échanges thermiques,
  - . un apport en eau déminéralisée pour compenser les pertes naturelles par évaporation.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 139/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011



**Figure 19 – Système de refroidissement des piscines C, D, E**

Les SSCCs retenus pour NPH sont les suivants :

- Fonction de confinement :
  - . voiles des bassins,
  - . bâtiments,
  - . revêtement en acier inoxydable des bassins,
  - . soufflets interbassin.
- Fonction refroidissement :
  - . bâtiments avec une exigence de supportage des équipements,
  - . aéroréfrigérants / charpente / rack,
  - . groupes électro-pompes,
  - . vase d'expansion et compensateurs,
  - . fonctionnement tableaux de repli / tableaux de sauvegarde,
  - . EPMS avec compensateurs sur tuyauteries d'alimentation des Nymphéas,
  - . nymphéas thermiques,
  - . tuyauteries de refroidissement internes et externes,
  - . tuyauterie d'appoint d'eau dans le bassin depuis l'extérieur,
  - . groupe électrogène de sauvegarde (commun avec Piscines C/D/E),
  - . cheminements électriques de sauvegarde.
- Fonction de maîtrise de la sûreté criticité :
  - . panier de manutention des combustibles.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 140/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les piscines C, D et E forment un ensemble homogène, chaque bassin d'entreposage ayant bénéficié des mêmes dispositions de conception. Le bassin « Piscine D » présente les contraintes de puissance thermique à dissiper maximale. La présentation effectuée ci-après des analyses de robustesse est basée sur ce périmètre piscine D, les résultats étant transposables sur les deux autres bassins d'entreposage.

Les SSCCs retenus sont les suivants :

- Fonction de confinement :
  - . voiles des bassins,
  - . bâtiments,
  - . revêtement en acier inoxydable des bassins,
  - . plots néoprène de supportage des bassins.
  
- Fonction refroidissement :
  - . bâtiments avec une exigence de supportage des équipements,
  - . aéroréfrigérants,
  - . pompes de circulation,
  - . groupes électrogènes de sauvegarde / alimentation électrique de sauvegarde,
  - . tuyauteries de refroidissement internes et externes,
  - . vase d'expansion et tuyauteries d'écoulement,
  - . groupes échangeurs thermiques Nymphéas,
  - . tuyauterie d'appoint d'eau.
  
- Fonction de maîtrise de la sûreté criticité :
  - . panier de manutention des combustibles.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 141/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.2.3 Entreposages PF

Pour les entreposages de concentrats de produits de fission (PF), les ateliers SPF5, SPF6 et T2 C/D sont similaires en terme de conception des dispositifs d'entreposage. L'analyse effectuée est illustrée ci-après sur la base du descriptif de l'atelier SPF6, les résultats étant transposables aux autres ateliers similaires.

Les SSCCs retenus pour les entreposages PF sont les suivants :

- Fonction de confinement :
  - . bâtiments avec une exigence de stabilité.
- Fonction refroidissement :
  - . bâtiments avec une exigence de supportage des équipements,
  - . cuves d'entreposage des concentrats de PF 120 m<sup>3</sup>,
  - . échangeurs à plaques des boucles internes,
  - . pompes des boucles internes,
  - . aéroréfrigérants :
    - \* ossature en béton armé,
    - \* modules d'aéroréfrigérants :
    - \* châssis,
    - \* hottes et tubes à ailettes,
    - \* parties tournantes (ventilateurs, moteur, paliers),
  - . collecteurs de la boucle CNRS,
  - . supports de chemin de câbles de sauvegarde, type A et B,
  - . armoires de sauvegarde VC1 et VC2,
  - . platines « dépannage croisé »,
  - . cheminement de sauvegarde,
  - . groupe électrogène de sauvegarde.
- Fonction dilution de l'hydrogène :
  - . réservoir d'air comprimé,
  - . surpresseurs d'air de dilution de l'hydrogène de radiolyse,
  - . refroidisseur d'air de dilution de l'hydrogène de radiolyse.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 142/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 5.2.4 Autres installations

### a) Cuves de gazole de sauvegarde

Les cuves de gazole de sauvegarde permettent d'alimenter les groupes de sauvegarde des ateliers mentionnés dans les paragraphes précédents. Elles sont donc considérées comme un SSCC.

### b) Décanteuse pendulaire T1/R1

Une analyse de robustesse a été effectuée sur la fonction décolmatage des décanteuses pendulaires centrifuges (DPC).

## 5.3 ANALYSE DE LA ROBUSTESSE DES INSTALLATIONS

### 5.3.1 Méthode d'analyse pour les bâtiments et ouvrages de génie civil

La robustesse est l'absence de risque de remise en cause brutale du respect des exigences de comportement pour un séisme supérieur au séisme de référence.

La méthode d'analyse considérée pour les bâtiments et ouvrages de Génie Civil s'appuie d'une part sur des facteurs qualitatifs :

- la qualité du sol de fondation,
- la qualité de la conception parasismique d'ensemble,
- la qualité de la conception de détail assurant une bonne ductilité aux zones susceptibles de se plastifier et par là une capacité de déformation,
- la qualité du dimensionnement,
- la qualité de la réalisation (absence de défauts d'exécution),
- la maîtrise dans le temps de la configuration initiale (suivi des modifications et conservation),
- l'absence de risque d'interaction préjudiciable de la part de bâtiments ou ouvrages voisins,

Elle s'appuie d'autre part sur des facteurs quantitatifs :

- la marge de dimensionnement (par exemple lorsque les calculs ont été faits pour des armatures de limite élastique 400 MPa et que des armatures de 500 MPa ont été utilisées, ou lorsque le séisme n'est pas l'action dimensionnante comme c'est le cas de structures métalliques dimensionnées par le vent ...),
- le rapport entre le séisme de dimensionnement et le séisme de référence,
- le conservatisme des méthodes de dimensionnement utilisées, notamment le dimensionnement dans le domaine élastique-linéaire, en tenant compte cependant de l'exigence de supportage des éléments de second œuvre (portes ...) et des matériels (tenue des ancrage, spectres de planchers) qui conduit à limiter la distorsion admissible des murs.

L'étude comprend notamment, pour chaque bloc de bâtiment indépendant, l'établissement d'un tableau synthétique des caractéristiques principales et des résultats du calcul sismique de dimensionnement, ainsi qu'une comparaison entre la capacité de déformation et la demande de déformation pour des degrés de magnitude croissants.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 143/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les résultats de l'étude sont traduits en niveau de séisme en deçà duquel il n'y a pas de risque d'effet falaise.

Le domaine d'investigation est limité à 1,5 point de magnitude au-delà de la magnitude de référence du site (magnitude du SMS), soit à une magnitude maximale de  $5,8 + 1,5 = 7,3$  (à 15 km) pour La Hague.

Une magnitude de 7,3 correspond à une PGA du sol de 0,45 g, soit une intensité sur l'échelle MSK de IX / X.

Le tableau 19 ci-après donne une correspondance entre la magnitude de 7,3 et la longueur de rupture.

Magnitude M	Longueur de rupture (km)	Surface de rupture (km <sup>2</sup> )	Coulissage de la faille (cm)	Durée de rupture (s)
4	1	1	2	0,3
5	3	10	5	1
6	10	100	20	3
7	50	1 000	100	15
8	250	10 000	500	85

**Tableau 19 - Correspondance entre la magnitude et la longueur de rupture**

Une rupture de longueur supérieure à 100 km n'est pas imaginable compte tenu de la sismicité de la région.

### 5.3.2 Méthode d'analyse pour les matériels

Des arbres de défaillance ont été établis au chapitre 4 pour identifier les fonctions à maintenir pour éviter un accident grave. La robustesse structurelle des matériels qui participent à ces fonctions est analysée à partir de la liste des matériels clés participant à chaque fonction établie au paragraphe 5.2.2.

L'intégrité du bâtiment et sa capacité à assurer la fonction de supportage des matériels sont vérifiées préalablement à la vérification de la tenue sismique des matériels.

D'une manière générale, l'analyse de robustesse des matériels et équipements consiste à identifier :

- En premier lieu, les marges introduites dans le dimensionnement initial par le maître d'œuvre par rapport aux critères limites définis par les codes de dimensionnement. De manière non exhaustive, elles peuvent correspondre :
  - . à l'écart entre les valeurs maximales des contraintes obtenues dans le cadre des analyses en comportement élastique linéaire par rapport aux limites admissibles des codes de dimensionnement,
  - . à des choix d'amplification ou de sévèrisation des chargements et de leur cumul, effectués par le maître d'œuvre au-delà de ceux requis par les codes de dimensionnement, en particulier pour une gestion plus simple des modifications ultérieures,
  - . à des marges introduites volontairement dans la spécification des spectres d'essais dans le cas d'analyse expérimentale, pour les mêmes raisons de gestion des modifications ultérieures.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 144/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- En second lieu, les facteurs de robustesse qui expliquent un comportement encore acceptable des structures pour des chargements de niveau supérieur à ceux pris en compte dans le dimensionnement :
  - . Ces facteurs peuvent être évalués de manière sommaire et conservative, dans le cas de l'analyse linéaire élastique, à partir de l'écart résiduelle demeurant entre les limites admissibles des codes de dimensionnement et les limites de contrainte conduisant à la rupture en fonction de la nature des chargements appliqués, primaire ou secondaire en particulier.
  - . Pour des structures et des chargements présentant un mode d'endommagement par déformation plastique excessive, la robustesse peut être établie en identifiant la capacité de déformation plastique réelle avant rupture des structures métalliques par une analyse élastoplastique non linéaire.
  - . L'analyse des essais sismiques sur table vibrante sur des matériels similaires permet de démontrer de manière objective la capacité des matériels à conserver leur intégrité au-delà du séisme de dimensionnement. Une analyse qualitative peut être effectuée sur les matériels pour évaluer leur robustesse au-delà des valeurs démontrées par essais. On peut identifier une marge globale ou établir une comparaison centrée sur les fréquences propres du matériel lorsque celles-ci ont été identifiées au cours de l'essai sismique.
  - . Les appuis parasismiques sous un bâtiment ou un matériel permettent de réduire considérablement les accélérations sismiques appliquées et donnent donc une grande robustesse au dimensionnement des matériels fixés sur ces bâtiments (par exemple pour les bassins des piscines C, D, E).

L'évaluation de la robustesse des matériels et équipements s'appuie en particulier sur :

- L'identification du mode d'endommagement du matériel :
  - . rupture fragile (rupture des ancrages ou instabilité de flambement),
  - . rupture ductile par flexion d'un profilé, tube ou plaque. Ce type de rupture demande une grande déformation plastique et une grande absorption d'énergie.

Un mode de rupture ductile participe à la robustesse du dimensionnement du matériel.

- Le choix des matériaux constitutifs et leur capacité à présenter des allongements à rupture et des ténacités vis-à-vis de l'initiation et de la propagation de fissures élevés. La tenue mécanique des matériels a été analysée par des calculs élastiques linéaires. Les contraintes ont souvent été limitées à la limite d'élasticité. Cette méthode est très conservative car le séisme est un cas de chargement de courte durée, avec des sollicitations variables qui génèrent des déformations des matériels. Les matériaux utilisés principalement dans le traitement des combustibles pour la conception des équipements sont les aciers inoxydables austénitiques qui sont très ductiles avec une déformation à rupture supérieure à 40 %, alors que la déformation rémanente est de 0,2 %.pour une contrainte de l'ordre de la limite d'élasticité. L'acier de construction E24 est utilisé pour les charpentes métalliques ou supports. Il est également très ductile avec une déformation à rupture de 25 %. Pour une sollicitation essentiellement secondaire, le facteur de robustesse lié à la capacité de déformation avant striction des aciers utilisés est donc très important.
- La qualité de la conception de détail des équipements (cohérence entre la nature et les propriétés des assemblages soudés et des contrôles associés – gestion des jeux et des dilatations).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 145/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- La qualité de la réalisation et des contrôles (respect des épaisseurs minimales – marges issues des caractéristiques des matériaux approvisionnés par rapport aux caractéristiques minimales de dimensionnement).
- Comparaison entre le spectre de dimensionnement et le spectre de référence du site pour les fréquences propres du matériel.

Dans la phase de dimensionnement, la justification de la tenue sismique des matériels est généralement basée soit sur un dossier de calcul, soit sur un rapport d'essai sur table vibrante. L'identification de la robustesse des matériels clé a été menée par le biais d'une revue des dossiers de calcul et des rapports d'essai.

Pour les matériels justifiés par le calcul, l'analyse a porté sur l'ensemble des éléments suivants :

- Les matériels chaudronnés et les tuyauteries qui sont très ductiles et peuvent supporter des déformations plastiques importantes en conservant leur intégrité. Ces matériels peuvent supporter des sollicitations conduisant à des contraintes calculées dans un calcul élastique linéaire proches de la limite à la rupture du matériau. D'une manière générale, les matériels chaudronnés ont été dimensionnés par rapport à la limite élastique qui est inférieure d'un facteur 2 à la contrainte de rupture. Les tuyauteries ont été dimensionnées avec un facteur 4 de la contrainte de rupture. Les déformations plastiques pour ce niveau de sollicitations sont encore loin de la déformation à rupture.
- Les supports et charpentes métalliques, pour lesquels on détermine le coefficient de comportement applicable suivant l'Eurocode 8 en fonction du type de structure (portique ou contreventée).
- Le comportement des profilés constituant la structure, et en particulier l'analyse de leur résistance vis-à-vis de la déformation plastique excessive et de leur stabilité au flambement.
- La résistance des fixations des équipements au génie-civil, qui implique la vérification de plusieurs composants la constituant :
  - . la résistance des vis de fixation elles-mêmes et plus particulièrement la tenue du noyau de la vis et celle des filets au cisaillement,
  - . la résistance des platines en flexion vis-à-vis de la déformation plastique excessive,
  - . la résistance des chevilles intégrant la tenue des chevilles elles-mêmes et celle du béton d'ancrage dans les voiles ou les planchers du génie-civil.
- Le comportement des soudures des différents constituants vis-à-vis de la déformation plastique excessive

Les résultats des différents facteurs de robustesse sont donnés pour chaque unité dans des tableaux récapitulatifs.

- Les effets de seuil conduisant à une brusque aggravation de l'endommagement des matériels sont identifiés.
- Il en résulte une évaluation des coefficients de robustesse associés au matériel considéré. L'élément présentant le coefficient le plus faible définit la robustesse de la fonction à maintenir vis-à-vis du séisme

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 146/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Evaluation de la magnitude par rapport au coefficient de robustesse

Le coefficient de robustesse correspond également au ratio entre l'accélération maximale avant la perte du fonctionnement mécanique et l'accélération du spectre de référence du site de La Hague.

On peut aisément identifier la magnitude correspondante en établissant la relation qui lie l'accélération à un niveau de magnitude donné avec l'accélération du spectre de référence pour chaque fréquence.

Lorsque l'on connaît la fréquence du matériel, la magnitude associée en est directement déduite.

Quand les modes propres du matériel ne sont pas connus (matériel testé sur table vibrante), on considère de manière enveloppe la magnitude pour laquelle les rapports d'accélération restent inférieurs au coefficient de robustesse quelle que soit la fréquence.

M =	5.8	6.0	6.2	6.4	6.6	6.8	7.0	7.2	7.3
Fréq. (Hz)	Coefficient multiplicatif								
0.8	1	1.28	1.6	2.1	2.7	3.5	4.5	5.7	6.5
0.9	1	1.28	1.6	2.1	2.6	3.4	4.3	5.5	6.2
1.0	1	1.27	1.6	2.1	2.6	3.3	4.2	5.3	6.0
1.1	1	1.26	1.6	2.0	2.6	3.2	4.1	5.2	5.8
2	1	1.22	1.5	1.8	2.2	2.7	3.3	4.0	4.5
3	1	1.19	1.4	1.7	2.0	2.4	2.8	3.3	3.6
4	1	1.17	1.4	1.6	1.9	2.2	2.5	3.0	3.2
5	1	1.16	1.3	1.5	1.8	2.1	2.4	2.8	3.0
6	1	1.15	1.3	1.5	1.7	2.0	2.3	2.6	2.8
7	1	1.14	1.3	1.5	1.7	2.0	2.2	2.6	2.8
8	1	1.14	1.3	1.5	1.7	1.9	2.2	2.5	2.7
9	1	1.14	1.3	1.5	1.7	1.9	2.2	2.5	2.6
10	1	1.14	1.3	1.5	1.7	1.9	2.2	2.5	2.6
11	1	1.14	1.3	1.5	1.7	1.9	2.2	2.5	2.6
15	1	1.14	1.3	1.5	1.7	2.0	2.2	2.6	2.8
20	1	1.15	1.3	1.5	1.7	2.0	2.3	2.6	2.8
34	1	1.15	1.3	1.5	1.8	2.1	2.4	2.7	2.9
100	1	1.15	1.3	1.5	1.8	2.1	2.4	2.7	2.9

**Tableau 20 - Correspondance entre le coefficient de robustesse et la magnitude en fonction de la fréquence (D = 15 km et amortissement 5%)**

### 5.3.3 Analyse commune à l'ensemble des bâtiments et ouvrages

#### 5.3.3.1 Qualité du sol de fondation

Le sol du site de La Hague est un sol raide rocheux (première catégorie envisagée par la RFS 2001-01 -vitesse des ondes de cisaillement supérieure à 800 m/s sur les 30 premiers mètres-, catégorie A selon l'EN 1998-1). C'est un sol de fondation très bien adapté à la tenue sismique des bâtiments.

#### 5.3.3.2 Qualité de la conception parasismique

Les bâtiments en béton sont en général contreventés par des murs de façades avec peu d'ouvertures et un quadrillage de murs intérieurs généralement continus en élévation, travaillant à un faible taux de cisaillement, ainsi que par des planchers formant diaphragmes horizontaux. Ils sont fondés sur des radiers. C'est une bonne conception parasismique.

Le rapport hauteur / largeur est généralement faible, ce qui conduit alors à un mode de fonctionnement prépondérant de cisaillement des murs.

Le retour d'expérience des missions post-sismiques pour une grande variabilité de couples magnitude-distance et d'intensités macrosismiques montrent que cette catégorie d'ouvrages, compte tenu des paramètres précités, restent stables et ne subissent que des dommages structuraux limités pour des niveaux de séisme bien supérieurs à celui considéré lors de la conception. En effet, il existe une redondance du système de contreventement et une capacité de déformation élasto-plastique qui procurent une capacité d'adaptation de la structure à des mouvements sismiques supérieurs au mouvement de dimensionnement.

L'échelle d'intensité macrosismique européenne (EMS) classe les ouvrages en béton contreventés par des voiles en classe de vulnérabilité E. Pour une échelle comprenant douze degrés d'intensité, jusqu'au degré X, les dégâts structuraux constatés lors d'événements sismiques réels restent modérés pour cette classe E. Ce type d'ouvrage est donc particulièrement robuste, sachant qu'il convient de noter que les règles parasismiques applicables aux ouvrages courants prennent en compte une incursion dans le domaine plastique par le biais de coefficients réducteurs des efforts sismiques issus d'un calcul élastique.

#### 5.3.3.3 Qualité du dimensionnement

Les bâtiments ont fait l'objet de modèles de calcul tridimensionnels aux éléments finis avec prise en compte de la souplesse du sol permettant une bonne estimation des fréquences propres et de la répartition des efforts. Les études ont été contrôlées par le maître d'œuvre assisté d'un organisme de contrôle agréé.

#### 5.3.3.4 Qualité de la réalisation

Le contrôle de la qualité de la construction a été fondé sur des prescriptions techniques et une organisation de chantier respectant les principes de l'assurance de la qualité. On peut accorder une bonne confiance aux contrôles de réalisation effectués par le maître d'œuvre assisté d'un organisme de contrôle agréé à partir des années 80 dans la construction des ouvrages nucléaires de La Hague.

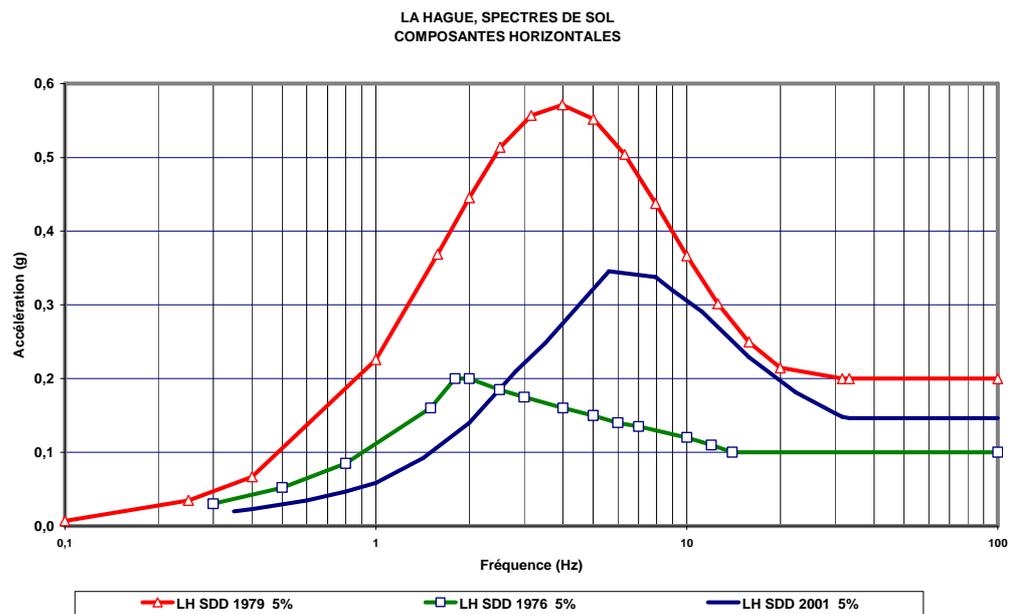
Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 148/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.3.5 Maîtrise dans le temps de la configuration initiale

Les modifications des ouvrages de génie civil font l'objet de procédures de suivi permettant de garantir le maintien permanent des exigences de sûreté. Les phénomènes de vieillissement (tassements, fissuration ...) font l'objet d'un suivi adapté à la cinétique des phénomènes mis en œuvre et le traitement des anomalies éventuelles est réalisé dès que nécessaire (par exemple : l'entretien des étanchéités de toiture). Les réévaluations décennales de sûreté sont l'occasion d'effectuer un état synthétique à date pour les différentes installations.

### 5.3.3.6 Rapport entre séisme de dimensionnement et séisme de référence

Ce rapport dépend de la fréquence des modes fondamentaux du bâtiment.



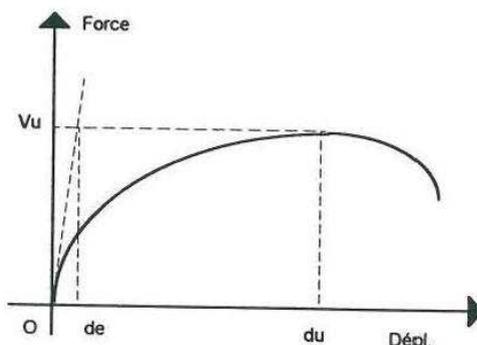
**Figure 20 – Comparaison des séismes de dimensionnement et du séisme de référence du site**

### 5.3.3.7 Conservatisme des méthodes de dimensionnement

#### 5.3.3.7.1 Robustesse procurée par le dimensionnement dans le domaine élastique-linéaire

Le dimensionnement dans le domaine élastique-linéaire procure une marge importante vis-à-vis par exemple d'une perte de stabilité.

L'allure de la courbe effort-déformation d'un mur en béton armé, montre qu'au-delà de l'abscisse de correspondance à la limite du domaine élastique-linéaire il existe encore une capacité de résistance et, ce qui est particulièrement important pour une action dynamique, une capacité de déformation importante (abscisse  $du$ ).

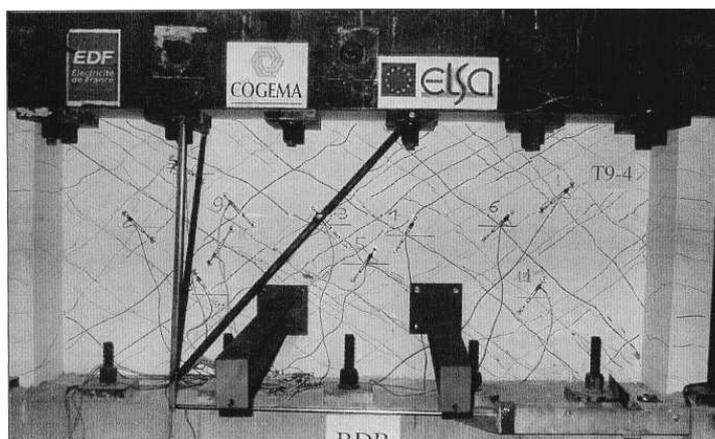


**Figure 21 – Courbe effort-déformation d'un mur**

La mobilisation de la totalité de la capacité de déformation nécessite des dispositions constructives de détail appropriées. Néanmoins, les essais de murs ont montré que les dispositions constructives courantes du BAEL suffisent pour pouvoir mobiliser une capacité de déformation notable.

#### 5.3.3.7.2 Résultats d'essais de murs

Plusieurs campagnes d'essais statiques et dynamiques effectuées depuis 30 ans ont permis d'estimer le comportement des murs en béton armé.



**Figure 22 – Echantillon de mur de 0,20 x 3 x 1,2 m des essais SAFE au mur de réaction du centre européen d'ISPR**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 150/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les essais SAFE, par exemple, avaient pour objet d'étudier le mode de rupture par fissuration diagonale d'éléments en béton armé représentatifs des dispositions utilisées pour la construction des bâtiments nucléaires de La Hague.

L'accélérogramme de référence utilisé pour ces essais était d'ailleurs directement issu du spectre SDD 1979 de La Hague.

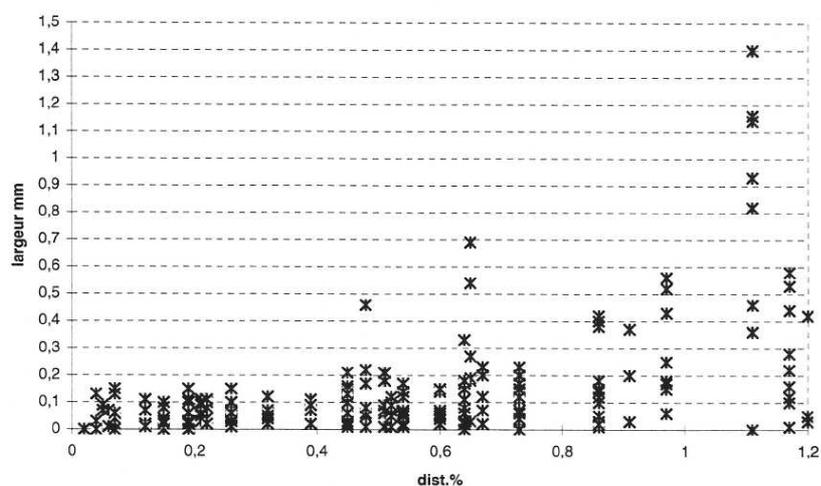
Ces essais ont montré :

- une courbe effort-déformation non-linéaire atteignant la résistance maximum à 1 % de distorsion ou plus,
- une résistance maximum supérieure de :
  - . 60 à 170 % à celle estimée par la règle des coutures du BAEL (qui ne tient pas compte de la résistance propre du béton),
  - . 10 à 90 % à celle estimée par la formule de Fouré ( $0,65 f_t + 1,2 \omega_v f_e$ ),
- une raideur initiale égale à 70 % de la valeur de la norme,
- pour une distorsion de 0,6 % :
  - . une raideur de l'ordre de 10 % de la valeur de la norme pour un béton non-fissuré,
  - . un amortissement de l'ordre de 6 à 7 % (pouvant monter à 10 % pour une distorsion supérieure),
- une marge exprimée en effort dynamique naturellement plus faible pour les murs dimensionnés à droite de la bosse du spectre élastique en fréquence-accelération (échantillons T4, T6, T8, dimensionnés du côté des grandes fréquences, à 12 Hz) que pour les murs dimensionnés à gauche de la bosse (échantillons T3, T7 et T9 à T12, dimensionnés à 4 Hz) : tenue à 1,5 à 1,8 fois le signal de dimensionnement au lieu de 10 fois, les déplacements mobilisables à la rupture étant similaires,
- une fissuration résiduelle faible en dessous de 0,4 % de distorsion maximum pendant l'essai (fissures résiduelles de 0,1 à 0,2 mm). Au-delà de 0,5 % de distorsion, il y a un endommagement notable du béton.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 151/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Essai n°		T3	T4	T5	T6	T7	T8	T9	T10	T11	T12
$\Sigma v$	MPa	0,4	0,4	0,34	1	1	0,34	0,34	0,34	0,34	1
$\zeta$ max essai	MPa	<b>7,5</b>	<b>11</b>	<b>9,2</b>	<b>8,6</b>	<b>9,2</b>	<b>6,5</b>	<b>7</b>	<b>9,4</b>	<b>6,8</b>	<b>6,4</b>
Fc	MPa	30	30	30	30	30	30	30	30	30	30
Ft	MPa	2,4	2,4	2,4	2,4	2,4	2,4	2,4	2,4	2,4	2,4
Fe	MPa	530	570	570	600	600	600	600	600	600	570
$\Omega v$	%	0,8	0,8	0,8	0,4	0,4	0,4	0,4	0,6	0,4	0,11
$\zeta$ max Fouré	MPa	6,6	7,0	7,0	4,4	4,4	4,4	4,4	5,9	4,4	2,3
avec $\sigma v$	MPa	<b>7,0</b>	<b>7,4</b>	<b>7,4</b>	<b>5,4</b>	<b>5,4</b>	<b>4,8</b>	<b>4,8</b>	<b>6,2</b>	<b>4,8</b>	<b>3,3</b>
Rapport		1,1	1,6	1,3	1,9	2,1	1,5	1,6	1,6	1,5	2,8
avec $\sigma v$		<b>1,1</b>	<b>1,5</b>	<b>1,2</b>	<b>1,6</b>	<b>1,7</b>	<b>1,4</b>	<b>1,5</b>	<b>1,5</b>	<b>1,4</b>	<b>1,9</b>

**Tableau 21 - Comparaison des efforts de cisaillement maximaux trouvés lors des essais avec ceux estimés par la formule de Fouré ( $0,65 ft + 1,2 \omega v \cdot fe$ )**



**Figure 23 – Essais SAFE - Relation entre la distorsion maximum pendant l'essai et la largeur résiduelle des fissures**

### 5.3.3.7.3 Spectres de site pour différents degrés de magnitude à 15 km

D = 15 km, sol C1, amortissement 5%											D = 15 km, sol C1, amortissement 5%												
M =	SDD 2001	5.8	6.0	6.2	6.4	6.6	6.8	7.0	7.2	7.3	SDD 1979	M =	SDD 2001	5.8	6.0	6.2	6.4	6.6	6.8	7.0	7.2	7.3	SDD 1979
Fréq. (Hz)	Accélération (g)										Fréq. (Hz)	Déformation (mm)											
0.8	0.047	0.041	0.052	0.067	0.086	0.11	0.14	0.18	0.23	0.26	0.17	0.8	18	16	20	26	33	43	55	70	90	102	65
0.9	0.052	0.048	0.061	0.078	0.099	0.13	0.16	0.21	0.26	0.30	0.20	0.9	16	15	19	24	30	39	49	63	80	91	60
1.0	0.058	0.054	0.069	0.088	0.11	0.14	0.18	0.23	0.29	0.33	0.23	1.0	15	14	17	22	28	35	45	57	72	81	56
1.1	0.066	0.063	0.080	0.10	0.13	0.16	0.21	0.26	0.33	0.37	0.25	1.1	14	13	16	21	26	33	42	53	67	76	51
2	0.140	0.14	0.17	0.21	0.25	0.31	0.38	0.46	0.56	0.62	0.45	2	9	9	11	13	16	19	24	29	35	39	28
3	0.22	0.22	0.26	0.31	0.37	0.44	0.52	0.61	0.73	0.80	0.55	3	6	6	7	9	10	12	14	17	20	22	15
4	0.27	0.27	0.31	0.36	0.42	0.50	0.58	0.68	0.79	0.85	0.57	4	4	4	5	6	7	8	9	11	12	13	9
5	0.32	0.32	0.37	0.43	0.49	0.57	0.66	0.76	0.88	0.95	0.55	5	3	3	4	4	5	6	7	8	9	9	5
6	0.34	0.33	0.38	0.44	0.50	0.57	0.66	0.75	0.86	0.92	0.51	6	2	2	3	3	3	4	5	5	6	6	4
7	0.34	0.34	0.39	0.45	0.51	0.58	0.67	0.77	0.88	0.94	0.47	7	2	2	2	2	3	3	3	4	4	5	2
8	0.34	0.33	0.38	0.43	0.49	0.56	0.63	0.72	0.82	0.88	0.44	8	1	1	1	2	2	2	2	3	3	3	2
9	0.32	0.32	0.36	0.41	0.47	0.53	0.60	0.69	0.78	0.83	0.40	9	1	1	1	1	2	2	2	2	2	3	1
10	0.31	0.31	0.35	0.39	0.45	0.51	0.58	0.66	0.75	0.80	0.37	10	1	1	1	1	1	1	2	2	2	2	1
11	0.29	0.29	0.33	0.37	0.42	0.48	0.55	0.62	0.71	0.76	0.34	11	1	1	1	1	1	1	1	1	1	2	1
15	0.24	0.24	0.27	0.31	0.36	0.41	0.47	0.53	0.61	0.65	0.26	15	0	0	0	0	0	0	1	1	1	1	0
20	0.20	0.19	0.22	0.26	0.29	0.34	0.39	0.44	0.51	0.54	0.21	20	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
34	0.15	0.146	0.17	0.19	0.22	0.26	0.30	0.35	0.40	0.43	0.20	34	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
100	0.15	0.146	0.17	0.19	0.22	0.26	0.30	0.35	0.40	0.43	0.20	100	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0

**Tableau 22 - Spectres en fréquence-accélération et fréquence-déformation pour différentes magnitudes**

Magnitude à 15 km	PGA (g)	Intensité (MSK)
5,8	0,15	VII / VIII
6,2	0,19	VIII
6,4	0,22	VIII / IX
6,8	0,30	VIII / IX
7	0,34	IX

**Tableau 23 - Exemple de correspondance magnitude - PGA Intensité macrosismique**

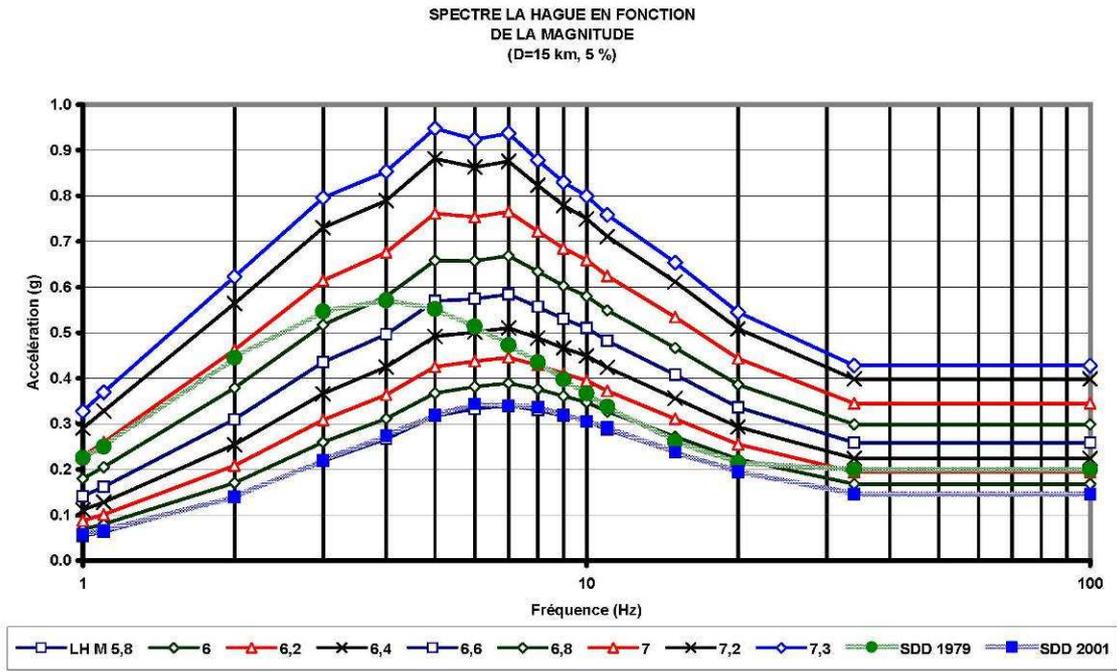


Figure 24 – Spectres en fréquence-accélération

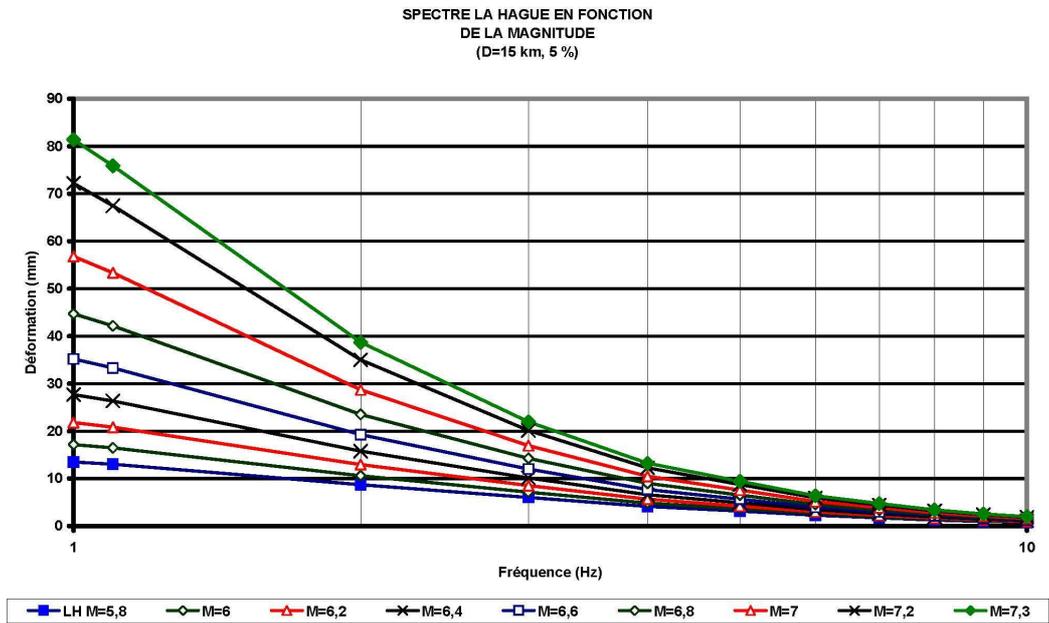


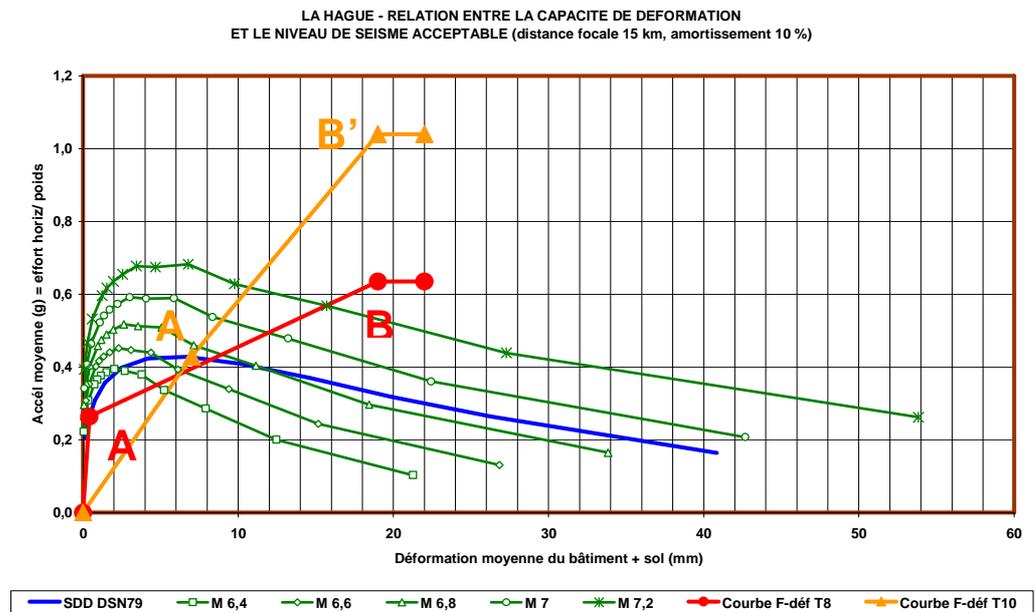
Figure 25 – Spectres en fréquence-déformation

### 5.3.3.7.4 Méthode de détermination du niveau de séisme atteignable sans effet falaise

#### a) Comparaison de la capacité de déformation à la demande de déformation

La méthode consiste :

- à superposer la courbe déformation-effort (ou accélération) du bâtiment et une série de spectres de site en déformation-accélération pour des magnitudes croissantes à partir du spectre de référence,
- à définir pour chaque exigence la déformation acceptable du bâtiment, ce qui permet de lire directement sur le dessin la magnitude correspondante.



**Figure 26 – Courbe effort-déformation (ou accélération-déformation) d'un bâtiment et spectres de séisme en déformation / accélération pour différentes magnitudes**

La courbe effort-déformation d'un bâtiment contreventé par des murs en béton armé montre que la marge de résistance par rapport à la résistance réglementaire de dimensionnement et la marge de déformation lui permettent de résister à un séisme de magnitude supérieure à celle du séisme de dimensionnement.

#### Courbe déformation-accélération du bâtiment

L'exemple ci-dessus, courbe rouge, correspond au cas de l'essai SAFE T8.

Le point A correspond au point de dimensionnement sur le spectre de site. A la fréquence de 12 Hz, le spectre SDD 1979 donne une accélération de 0,26 g et une déformation de 0,4 mm.

Le point B correspond à la résistance maximum du mur en cisaillement. Elle est de 6,5 MPa, ce qui correspond à une accélération de  $0,26 \times 6,5 / 2,7 = 0,63$  g (2,7 MPa étant le cisaillement de dimensionnement pour 0,26 g).

L'exemple ci-dessus, courbe orange, correspond au cas de l'essai SAFE T10.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 155/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

A la fréquence de 4 Hz, le spectre SDD 1979 donne une accélération de 0,43 g et une déformation de 7 mm (point A').

La résistance maximum du mur en cisaillement est de 9,4 MPa, ce qui correspond à une accélération de  $0,43 \times 9,4 / 3,9 = 1,04$  g (3,9 MPa étant le cisaillement de dimensionnement pour l'accélération de 0,43 g) (point B').

Les courbes correspondant aux essais SAFE T8 et T10 montrent qu'il est logique d'avoir trouvé moins de marge pour T8 dimensionné à droite de la partie forte du spectre SDD 1979 en fréquence-accélération (12 Hz) que pour T10 dimensionné à gauche de la partie forte (4 Hz).

#### Etude du comportement des bâtiments de La Hague vis-à-vis du cisaillement des murs de contreventement :

La résistance maximum (point B) sera calculée par la formule de Fouré :  $0,65 ft + 1,2 \omega v.fe$ , qui est conservative (voir plus haut).

Pour l'exigence de stabilité d'ensemble, nous limiterons la distorsion à 0,4 %.

Pour l'exigence de tenue d'équipements chevillés dans les murs, nous limiterons la distorsion à 0,25 %.

Par ailleurs, ces valeurs restent bien inférieures à celles considérées par le document FEMA 356 qui a un statut de pré-standard.

#### b) Coefficients de comportement

Lorsque la fréquence propre est inférieure à la fréquence du pic du spectre de sol, une méthode alternative consiste à utiliser un coefficient de comportement en faisant référence à l'Eurocode 8.

Les valeurs minimales de 1,5 en béton armé et de 2 en charpente métallique peuvent être retenues sans dispositions constructives particulières.

Remarque : Le coefficient de comportement représente le coefficient multiplicatif du spectre de dimensionnement d'origine autorisé par la prise en compte du comportement élasto-plastique de la structure. Il est semblable au coefficient de robustesse utilisé pour l'étude des matériels qui s'applique au spectre de référence actuel.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 156/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.4 Piscines NPH – Bâtiment

#### 5.3.4.1 Description

Le bâtiment NPH a été construit en 1976. L'ensemble de l'installation a été remise aux normes au début des années 90, notamment vis-à-vis du séisme SDD 79 d'intensité VIII MSK, en même temps que l'ajout de fonctions complémentaires (ACR ...).

Les travaux ont consisté principalement en la création de nouveaux voiles, le renforcement de voiles existants par le coulage de contre-voiles, le renforcement local de planchers.

Le bâtiment NPH comprend :

- la zone A, au Sud, d'emprise 98 x 23 m, qui abrite les piscines d'entreposage des combustibles irradiés,
- les zones B et C, au Nord, d'emprise totale 60 x 60 m, qui abritent les piscines de déchargement, l'atelier d'entretien des châteaux, l'unité de désentreposage des résidus vitrifiés, les salles utilités.

Il est fondé au niveau -12,70 (0,00 = 182 m NGF) sur une assise rocheuse par l'intermédiaire d'un radier unique.

L'atelier est composé de six éléments structurels :

- 4 blocs béton (A1BC, A2, A3, A4)
- 2 charpentes métalliques (1 hall pour les piscines et 1 hall pour les zones B et C).

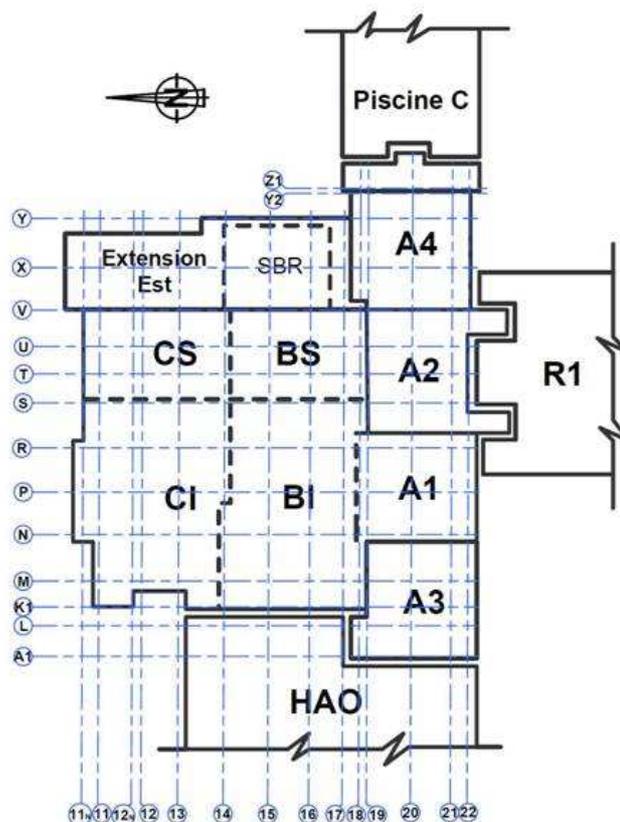


Figure 27 – Extrait du plan masse

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 157/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Infrastructure de la zone A

Les bassins sont posés sur un quadrillage de murs (murs sous les parois des bassins et murs complémentaires en partie centrale). Les murs sous bassin ont fait l'objet d'interventions au début des années 90, essentiellement dans la direction Nord-Sud.

Dans la direction longitudinale, les blocs de la piscine NPH sont séparés par des joints de 4 cm d'épaisseur à partir du niveau supérieur du radier ; ces joints règnent au droit des voiles support et des voiles transversaux des bassins.

Des planchers périphériques entourent les bassins aux niveaux -5,10 ; ±0,00 et +5,78. Au Sud, il existe un voile de façade de 0,30 m d'épaisseur du niveau -11,90 au niveau +5,78.

### Infrastructure des zones B et C

Le bloc B est relié au bloc A1 de la piscine d'entreposage par des voiles de direction Nord-Sud. Sa structure est principalement composée par les voiles des piscines de déchargement constituant des éléments rigides de forte épaisseur. Des planchers de faibles épaisseurs entourent les bassins sur la hauteur des voiles.

### Transfert inter-piscines

Le bloc A4 de l'atelier NPH est relié à la Piscine C (coté Est) par un sas de transfert non immergé permettant le transfert des paniers d'une piscine à l'autre. Le sas de transfert est immergé au niveau des piscines C et NPH. La partie supérieure du sas est hors d'eau.

Un sas complémentaire de transfert sous eau indépendant a été construit pour assurer la liaison avec l'INB 80 coté Ouest.

Les caractéristiques des blocs sont :

Bloc de bâtiment, année de construction	NPH Bloc A1 - 1978		
	(E-O)	(N-S)	
Dimensions en plan : largeur, longueur	m	21,00	22,00
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	m	18,48	0,88
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	m	variable de 5,90 à 12,70	0,80
Masse avec et sans radier	t	7 340	6 415
Pression sur le sol	MPa	0,16	
Joints avec ouvrages voisins, largeur	m	Bloc A2	0,04
		Bloc A3	0,04
		Atelier R1	0,10

+14,62 m pour la charpente métallique

**Tableau 24 - Paramètres principaux du bloc A1**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 158/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

**Bloc de bâtiment, année de construction**

		<b>NPH Bloc A2 - 1978</b>		
		(N-S)	(E-O)	
Dimensions en plan : largeur, longueur	<i>m</i>	21,00	22,50	
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	<i>m</i>	18,48	0,88	+14,62 m pour la charpente métallique
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	<i>m</i>	5,90	0,80	
Masse avec et sans radier	<i>t</i>	12 700	11 665	
Pression sur le sol	<i>MPa</i>	0,25		
Joints avec ouvrages voisins, largeur	<i>m</i>	Bloc A1	0,04	
		Bloc A4	0,04	
		Atelier R1	0,10	

**Tableau 25 - Paramètres principaux du bloc A2****Bloc de bâtiment, année de construction**

		<b>NPH Bloc A3 - 1978</b>		
		(E-O)	(N-S)	
Dimensions en plan : largeur, longueur	<i>m</i>	21,50	24,00	
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	<i>m</i>	18,48	0,86	+14,62 m pour la charpente métallique
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	<i>m</i>	12,70	0,80	
Masse avec et sans radier	<i>t</i>	11 730	10 700	
Pression sur le sol	<i>MPa</i>	0,23		
Joints avec ouvrages voisins, largeur	<i>m</i>	Bloc A1	0,04	
		Bâtiment HAO	-	
		Bâtiment Filtration 907	-	

**Tableau 26 - Paramètres principaux du bloc A3**

**Bloc de bâtiment, année de construction**

		<b>NPH Bloc A4 - 1978</b>		
		(N-S)	(E-O)	
Dimensions en plan : largeur, longueur	<i>m</i>	27,00	34,00	
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	<i>m</i>	26,30	0,97	+13,60 m pour la charpente métallique
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	<i>m</i>	5,90	0,80	
Masse avec et sans radier	<i>t</i>	16 620	14 785	
Pression sur le sol	<i>MPa</i>	0,18		
Joints avec ouvrages voisins, largeur	<i>m</i>	Bloc A2	0,04	
		Extension NPH	0,10	
		Piscine C	0,05	
		Atelier R1	0,10	

**Tableau 27 - Paramètres principaux du bloc A4****5.3.4.2 Qualité de la conception parasismique**

Les blocs de la piscine d'entreposage NPH sont des ouvrages à infrastructure béton rigides, de forme simple et régulière. Ces ouvrages, d'embase carrée et à élancement faible, sont fondés sur un radier commun, sur un sol d'assise rocheux de bonnes caractéristiques.

Ils sont contreventés par des murs. Dans la direction Nord-Sud, les voiles latéraux des blocs ainsi que le fond de piscine apportent rigidité et régularité dans le système de contreventement. Il en est de même pour la direction Est-Ouest, si ce n'est l'influence supplémentaire des voiles centraux.

Les bassins sont posés sur un quadrillage de voiles (voiles sous les parois des bassins et voiles complémentaires en partie centrale).

La plupart des parois Nord-Sud des bassins sont coupées en leur centre par des ouvertures verticales permettent le transfert des paniers d'entreposage entre bassins. Des planchers périphériques entourent les bassins à différents niveaux.

La répartition symétrique de ces éléments de contreventement et l'existence du fond de piscine rigide caractérisé dans un rôle de diaphragme horizontal global apportent un contreventement de qualité pour transmettre au sol de fondation les efforts horizontaux liés au séisme.

Un hall couvre les piscines d'entreposage. L'ossature principale est composée de 10 portiques transversaux de portée 18 m, espacés de 9 m. Elle est stabilisée dans le sens transversal par les portiques, dans le sens longitudinal par deux palées de stabilité en croix de saint André.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 160/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les zones B et C sont couvertes par 2 halls de portée 18 m et de longueur 47 m et un hall de portée 16 m et de longueur 30 m. L'ossature de ces halls est monolithique et s'appuie à des niveaux différents sur les structures en béton des zones B et C. Elle est composée de poteaux articulés à leur base et de traverses articulées à chaque extrémité. La stabilité Est-Ouest est assurée par un contreventement général en toiture et des palées en pignons. La stabilité Nord-Sud est assurée par une palée de contreventement.

#### 5.3.4.3 Maîtrise dans le temps de la configuration initiale

Les piscines NPH ont fait l'objet d'une remise à niveau sismique pour le séisme SDD 1979 au début des années 90 (études et travaux).

#### 5.3.4.4 Risque d'interaction préjudiciable

Le risque d'interaction préjudiciable de la part des bâtiments voisins HAO principal et HAO filtration a été traité par des travaux.

##### HAO principal

Le bâtiment HAO comprend deux zones :

- HAO/Nord, constitué de piscines recouvertes par un hall métallique,
- HAO/Sud, constitué d'une ossature poteaux-poutres et contreventé par des murs en béton armé (tour de cisailage ...).

Un contrefort béton est en cours de réalisation pour supprimer tout risque d'interaction avec les piscines NPH. Ce contrefort est particulièrement robuste et capable de remplir sa fonction pour un niveau de séisme supérieur au SDD 2001.

##### HAO filtration

Le bâtiment a pour dimensions 17,5 m d'Ouest en Est, 11,8 m du Sud au Nord, 31,45 m de hauteur (partie enterrée comprise). Il est constitué de 2 parties :

- au Sud, un « noyau » de 17,5 m de longueur, 8 m de largeur et 28,6 m de hauteur, ce bloc est l'élément résistant vis-à-vis des forces d'inerties horizontales dues au séisme,
- au Nord, coté NPH, une travée de même longueur et de 3,8 m de largeur, entre les niveaux +5,78 et +20,05, dont les planchers s'appuient verticalement d'un côté sur le noyau Sud, de l'autre sur une file de poteaux et micropieux le long de NPH, et horizontalement dans les 2 directions sur le noyau Sud.

Les façades de la travée Nord et une partie à l'Est sont constituées, de +5,78 à +17,20, d'une ossature poteaux-poutres en béton armé avec remplissages en maçonnerie. Cette travée Nord est accrochée horizontalement sur le bloc Sud et subit ses déplacements et accélérations horizontaux.

Le système d'intervention par la mise en place de TFC® permet de garantir le caractère non projectile des maçonneries vis-à-vis de NPH.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 161/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Canal de transfert entre NPH & HAO

Le canal de transfert entre NPH & HAO a été aménagé entre la façade Est HAO et la façade Ouest de NPH afin d'assurer le transfert de paniers à éléments combustibles entre ces deux ateliers.

La partie inférieure du canal sert de transition horizontale entre HAO et NPH distants de 3 mètres environ. La seconde partie du canal est un aménagement de l'atelier NPH qui permet aux éléments combustibles d'atteindre un sas de transfert vers les piscines d'entreposage.

La partie horizontale du canal, dépendante de HAO, est constituée d'une structure en béton armé formant un tube de section rectangulaire de dimensions 7,1 m de largeur x 10,40 m de hauteur. L'épaisseur des murs et planchers est comprise entre 50 et 60 cm. La liaison entre les structures de HAO et NPH, au niveau de canal de transfert est assurée par un joint « soufflet équipression » couplé à un joint « soufflet ».

#### 5.3.4.5 Niveau de séisme atteignables sans effet falaise

##### 5.3.4.5.1 Points d'intérêt et critères en relation avec les exigences

Les points d'intérêt sont :

- les murs supportant les bassins,
- les clés de liaison entre blocs de piscines empêchant les déplacements différentiels Nord-Sud,
- les parois des bassins,
- les halls métalliques,
- le canal de transfert NPH-Piscine C,
- l'interaction avec les bâtiments HAO principal et HAO filtration,
- les éléments de fermeture et le joint du transfert sous eau vers HAO.

##### 5.3.4.5.2 Comparaison capacité / demande de déformation des murs

###### Murs supportant les bassins

Ces éléments structurels ont été analysés par la méthode présentée au paragraphe 5.3.3.7.4.

###### Parois des bassins

En nous appuyant sur le retour d'expérience des missions post-sismiques et sur l'échelle macrosismique européenne EMS 1998, l'ouvrage NPH en béton armé est situé en classe D (structures voiles avec un niveau moyen de conception parasismique). Le degré d'intensité limite est estimé à VIII.

Par ailleurs, nous attribuons un coefficient de comportement de 1,5 pour tenir compte d'une ductilité des éléments structuraux du système de contreventement associé à une déformation compatible avec l'intégrité de la peau métallique pour satisfaire l'exigence d'étanchéité. L'attribution de ce coefficient donne un niveau de séisme de magnitude 6,4 à 15 km auquel correspond à un degré d'intensité de VIII / IX cohérent avec l'approche précédente.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 162/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.4.5.3 Conclusion

En conclusion, nous considérons que le niveau de séisme pour lequel les exigences de sûreté attribuées à la structure du bâtiment NPH sans effet falaise restent satisfaites est le suivant :

Point d'intérêt	Exigence et critère	Niveau de séisme sans effet falaise (M pour D = 15 km)
Voiles de contreventement Sous piscine A2 (Est-Ouest) Sous piscine A2 (Nord-Sud)	Stabilité du bâtiment  Distorsion < 0,4 %  Distorsion < 0,4 %	> 7,3  (> M de référence + 1,5)  (> M de référence + 1,5)
Parois des bassins	Stabilité	> 6,4
	Étanchéité du liner	(> M de référence + 0,6)
Halls métalliques	Stabilité du bâtiment	> 6,8 (> M de référence + 1,0)
Clés de liaison	Non rupture	> 7,3
	Résistance en console courte	(> M de référence + 1,5)
Le canal de transfert NPH-Piscine C	Stabilité du bâtiment	> 6,4 (> M de référence + 0,6)
L'interaction avec les bâtiments HAO principal et HAO filtration	Non-effondrement vers NPH	> 6,4
	Résistance contrefort de HAO suivant BAEL et résistance du TFC pour HAO filtration	(> M de référence + 0,6)
Les éléments de fermeture et le joint du transfert sous eau vers HAO	Étanchéité	> 6,8
	Résistance des éléments	(> M de référence + 1,0)

**Tableau 28 - Synthèse de l'analyse atelier NPH**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 163/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.5 Piscines NPH – Matériels

#### 5.3.5.1 Fonction de refroidissement

##### Tuyauterie de refroidissement avec son support de type rack

Le rack assure le supportage des 4 tuyauteries DN 500 de refroidissement raccordées en amont aux aéroréfrigérants et en aval à la pomperie implantée dans l'extension Sud/Est de NPH. Le rack est une structure mécano-soudée qui comprend :

- des poutres treillis en tubes carrés 200 x 200 et des diagonales et montants en tubes rectangulaires en 150 x 100 ou 200 x 200,
- des supports (poteaux et palées de stabilité).

Le dimensionnement sismique repose sur un modèle par éléments finis du Rack avec ses tuyauteries allant de l'extension du NPH jusqu'aux points fixes des aéroréfrigérants afin d'appréhender son comportement global sous séisme. Un calcul de tuyauteries de la sortie des aéroréfrigérants jusqu'au Rack complète ce dimensionnement.. L'analyse de robustesse a porté sur les éléments suivants :

- les tuyauteries elles-mêmes vis-à-vis d'une exigence de confinement
- les profilés constitutifs du rack et ses ancrages vis-à-vis des risques de flambements

Le mode d'endommagement identifié est la rupture par flexion des profilés de la charpente métallique. La perte du fonctionnement mécanique du rack et des tuyauteries est atteinte pour un spectre sismique en accélération supérieur à 2,4 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 6,6, suivant la fréquence de l'équipement.

Les autres tuyauteries se répartissent en deux groupes :

- les tuyauteries d'eau de refroidissement de boucles (Aéro, Pomperie, Nymphéa) qui constituent une Fonction Importante pour la Sûreté,
- les tuyauteries d'appoint d'eau dans le bassin depuis l'extérieur qui permettent de maintenir le niveau d'eau dans la piscine en Ultime Secours.

L'analyse des autres tuyauteries a porté sur les éléments suivants :

- les tuyauteries elles-mêmes vis-à-vis d'une exigence de confinement,
- les supports des tuyauteries,
- les compensateurs reprenant les dilatations et les vibrations des tuyauteries.

L'effet falaise identifié est la perte d'étanchéité des tuyauteries qui est atteinte pour un spectre sismique en accélération supérieur à 4 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 7, suivant la fréquence de l'équipement.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 164/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le vase d'expansion assure la mise en pression des deux collecteurs. Il est constitué d'une cuve fixée à une charpente. L'analyse de cette structure a porté sur les éléments suivants :

- l'équipement chaudronné vis-à-vis d'une exigence de confinement,
- la charpente support de l'équipement et les vis de fixations,
- les compensateurs reprenant les dilatations et les vibrations des tuyauteries.

Le mode d'endommagement identifié est la rupture des piquages de la cuve qui serait atteinte pour un spectre sismique en accélération supérieur à 3,5 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 7, suivant la fréquence de l'équipement.

#### Groupes électropompes 690 m<sup>3</sup>/h

Ces pompes se répartissent en deux groupes de deux au sein desquels l'une est en secours de l'autre qui est en fonctionnement. En configuration normale, un groupe est en service par collecteur. Le débit d'eau de refroidissement en situation de secours est de 690 m<sup>3</sup>/h réparti pour moitié sur chaque collecteur. Le groupe électropompe est constitué d'un corps de pompe massif et d'un arbre entraîné par un moteur. La pompe et le moteur sont fixés sur un châssis rigide ancré dans le support Génie Civil.

L'analyse de cette structure a porté sur les éléments suivants :

- essais sur table vibrante des pompes,
- tenue des ancrages du châssis rigide.

Le mode d'endommagement identifié est la consommation des jeux entre les parties fixe et mobile de la pompe. La robustesse du groupe-électro-pompe ne peut être démontrée pour un spectre sismique en accélération supérieur à 1,5 fois le spectre de référence du site de La Hague sur la base des essais réalisés. Toutefois, des essais sur table vibrante de pompes identiques utilisées pour le refroidissement des piscines C-D-E permettent de dégager une marge de 2,6 par rapport au spectre de référence SDD 2001. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 7, suivant la fréquence de l'équipement.

#### Nymphéas thermiques

Chaque échangeur thermique NYMPHEA est fixé en partie supérieure du bassin de la piscine et se compose de sept parties distinctes :

- une platine d'ancrage avec des tiges préscellées et des chevilles métalliques,
- une plateforme surbaissée,
- un sous-ensemble articulation comprenant une rotule et une pièce d'assise de la rotule,
- un sous-ensemble supportage,
- un échangeur tubulaire, dans lequel l'eau de piscine pénètre par sa partie supérieure,
- une électropompe à hélice qui assure la circulation de l'eau de piscine dans le faisceau tubulaire de l'échangeur.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 165/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Un modèle par éléments finis de l'ensemble nymphéas est utilisé afin d'appréhender son comportement global sous séisme. Le nymphéa a été dimensionné pour que les contraintes maximales restent inférieures à la limite élastique.

L'analyse de cette structure a porté sur l'ensemble des éléments précédents. Le mode d'endommagement identifié est une rupture des ancrages. La redondance des éléments d'ancrage assure toutefois une robustesse intrinsèque. La perte du fonctionnement mécanique des nymphéas est atteinte pour un spectre sismique en accélération supérieur à 2,8 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 6,6, suivant la fréquence de l'équipement.

Les autres équipements mécano-soudés ayant un rôle dans la fonction refroidissement en sauvegarde sont :

- les EPMS (Ensemble Pré Monté Spécifique) constitués d'une charpente métallique, de 4 collecteurs DN 100 et de deux platines fixées au génie civil par 4 tiges chacune,
- deux postes d'azote, pour alimentation des mesures de niveau de piscine en sauvegarde, alimentés par des bouteilles appelés SKID enfermées dans une armoire étanche supportée par un cadre réalisé en profilé mécano-soudé.

Des modèles par éléments finis des EPMS avec ses tuyauteries internes et du supportage du SKID sont construits afin d'appréhender leur comportement global sous séisme.

Le mode d'endommagement identifié est la rupture par flexion des platines d'ancrages pour les EPMS qui serait atteinte pour un spectre sismique en accélération supérieur à 2,2 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 6,8, suivant la fréquence de l'équipement.

Le mode d'endommagement identifié est la rupture par flexion des profilés de la charpente métallique pour les SKID qui serait atteinte pour un spectre sismique en accélération supérieur à 3,8 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 7, suivant la fréquence de l'équipement.

Les équipements électriques de sauvegarde sont les suivants :

- les transmetteurs IMP01 et IMP02 sont installés dans le Hall 792 de l'atelier NPH,
- les tableaux de repli gérant les commandes de refroidissement et les mesures de niveau de la piscine,
- les coffrets pannes croisées permettant à un actionneur, normalement relié au tableau de sauvegarde hors tension en situation de repli d'être alimenté par l'autre tableau sous tension,
- les tableaux électriques de sauvegarde alimentant les récepteurs assurant une Fonction Importante pour la Sécurité.

La validation des équipements électriques sous séisme comme les tableaux électriques de sauvegarde est réalisée à partir d'essais sur table vibrante. Les charpentes métalliques de supportage, leurs fixations et leurs ancrages sont dimensionnés anti-projectiles par calcul éléments finis.

Le mode d'endommagement identifié est une rupture des ancrages qui serait atteinte pour un spectre sismique en accélération supérieur à 2,8 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 6,8.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 166/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

En conclusion, les coefficients de robustesse suivants par rapport au spectre de référence du site de La Hague (SDD 2001) des équipements concourant à la fonction refroidissement sont obtenus :

- 2,4 pour les racks et tuyauteries extérieures DN 500,
- 4 pour les autres tuyauteries,
- 3,5 pour le vase d'expansion,
- 2,6 pour les pompes de circulation,
- 2,8 pour les nymphéas thermiques,
- 2,8 pour les équipements électriques de sauvegarde,
- 2,2 pour les autres équipements mécano-soudés.

La robustesse de la fonction de refroidissement de la piscine NPH basée sur l'élément le moins robuste correspond à un séisme de magnitude 6,6.

### 5.3.5.2 Fonction de confinement

Les éléments suivants contribuent à la maîtrise de l'inventaire en eau de la piscine NPH.

#### Revêtement en acier inoxydable de la piscine NPH

Les épaisseurs du revêtement en acier inoxydable utilisé pour les bassins sont de 6 mm pour le fond et de 4 mm pour les parois. Ce revêtement est monté par soudage des tôles sur un maillage de profilés en forme de U. Ceci permet un assemblage continu des tôles en acier inoxydable sur toute la hauteur du bassin avec des joints soudés présentant des propriétés de ductilité similaires au métal de base. Les soudures de jonction, réalisées sur les tôles ont été radiographiées à 100 %.

La ductilité de l'acier inoxydable constituant le revêtement des bassins est très supérieure à celle de l'ouvrage en béton. L'absence d'effet falaise concernant l'étanchéité du revêtement inox est obtenue dans la configuration où la stabilité des ouvrages de génie civil est maintenue et sa fissuration reste réduite soit à minima pour un niveau sismique correspondant à un séisme de magnitude 6,4.

#### Soufflets inter-bassins

Les soufflets interbassins assurent l'étanchéité entre les blocs A1, A2, A3 et A4 en prenant en compte les déplacements des voiles en situation normale (dilatations thermiques,...) et accidentelle (séisme). Ces soufflets sont doubles. Ils sont constitués d'un soufflet d'épaisseur 3 mm en contact avec l'eau, séparé par une tôle plane d'épaisseur 8 mm et d'un soufflet d'épaisseur 2 mm.

Le dimensionnement sismique des soufflets est validé par essais. Le critère de dimensionnement se fonde sur l'analyse des déformations plastiques et la vérification de l'étanchéité de l'équipement suite à un chargement cyclique représentatif d'un séisme. Le soufflet est en acier inoxydable austénitique Z2-CN18-10.

Le fonctionnement mécanique des soufflets interbassins (confinement) est opérationnel au moins jusqu'à un spectre sismique en accélération supérieur à 2 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 6,4. Il n'est pas possible de localiser précisément l'effet falaise au-delà.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 167/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Exigence de non agression du revêtement en acier inoxydable

Le pont perche se situe à proximité de SSCCs même s'il n'en fait pas partie lui-même.

Le pont perche est implanté dans le hall 792 au-dessus de la piscine d'entreposage 901 (bassins A1, A2, B1 et B2) du bâtiment NPH.

Il est utilisé pour les fonctions suivantes :

- manutentions et transferts des paniers vides ou pleins vers la ligne 2, le canal de transfert inter-piscines, les canaux R1 et le canal HAO/NPH (allers et retours),
- dépose et remise en place des couvercles de paniers dans les canaux R1 et à l'entrée du canal HAO,
- manutentions et transferts divers.

Le risque de chute partielle du pont perche est atteint pour un spectre sismique en accélération supérieur à 2 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 6,6.

L'étanchéité du liner de la piscine suite à la chute d'un panier a été également validée par des essais de basculement de paniers PWR (configuration de panier la plus défavorable). L'examen des parois du liner montre des zones de poinçonnement et de rayures inférieures au millimètre. Lors des tests d'étanchéité, aucune fuite n'a été constatée.

En conclusion, la robustesse de la piscine NPH intégrant l'occurrence d'effets falaise au niveau de la stabilité des bâtiments et des bassins, ainsi que des structures clés comme les soufflets interbassin et le revêtement en acier inoxydable correspond à un séisme de magnitude 6,4.

#### 5.3.5.3 Fonction de maîtrise de la sûreté criticité

Les assemblages provenant des réacteurs à eau sous pression (PWR) sont entreposés dans des paniers comportant des cloisons en acier inoxydable boré assurant une fonction d'absorbant neutronique garantissant la maîtrise des risques de criticité.

Pour un séisme supérieur au Séisme De Dimensionnement, une chute ou un basculement des paniers en fond de piscine est envisageable.

Afin de prévenir tout risque de criticité lié à la sortie des combustibles des paniers, des essais de chute de paniers immergés ont été mis en place :

- des chutes verticales de paniers PWR et BWR en fond de piscine,
- un basculement des paniers PWR et BWR en fond de piscine.

Les cotes importantes pour la criticité sont celles entre les chemises acier boré insérées avec un jeu dans les alvéoles en acier inoxydable.

Les essais ont démontré pour les PWR que :

- les déformations mesurées étaient très inférieures au jeu minimal requis,
- les couvercles du panier sont restés en place.

En conclusion, il n'y a pas lieu de considérer un effet aggravant spécifique lié à la non maîtrise de la sûreté criticité pour la gestion des scénarios graves retenus.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 168/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 5.3.6 Piscines C, D, E - Bâtiment

### 5.3.6.1 Description

Les piscines C, D, E sont implantées suivant un U. Elles constituent un ouvrage monolithique pour ce qui concerne les 3 bassins recevant les combustibles usés et 3 blocs séparés par des joints pour le bâtiment.

Les bassins sont supportés par des appuis en élastomère fretté qui d'une part permettent une libre dilatation sous chargement thermique, d'autre part filtrent les vibrations horizontales dues au séisme.

Le bâtiment enveloppe a une infrastructure en béton armé (radier et voiles périphériques) et une superstructure en charpente métallique au-dessus du niveau 0 = 182 m NGF.

Bloc de bâtiment, année de construction		Piscine C - 1981	
		(N-S)	(E-O)
Dimensions en plan : largeur, longueur	M	39,00	92,00
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	M	40,00	1,03
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	M	7,00	0,80
Masse avec et sans radier	T	65 000	7 000
Pression sur le sol	MPa	0,18	
Joint avec ouvrages voisins, largeur	m	Transfert inter-piscines	0,38 (E-O) / 0,20 (N-S)

**Tableau 29 - Paramètres principaux du bâtiment piscine C**

Bloc de bâtiment, année de construction		Piscine D - 1982	
		(E-O)	(N-S)
Dimensions en plan : largeur, longueur	M	24,00	90,00
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	M	32,00	1,33
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	M	7,60	1,30
Masse avec et sans radier	T	54 225	9 750
Pression sur le sol	MPa	0,25	
Joint avec ouvrages voisins, largeur	m	Atelier T0	0,15 (E-O) / 0,15 (N-S)
		Atelier T1	0,15 (E-O) / 0,15 (N-S)

**Tableau 30 - Paramètres principaux du bâtiment piscine D**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 169/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Bloc de bâtiment, année de construction		Piscine E - 1985	
		(N-S)	(E-O)
Dimensions en plan : largeur, longueur	<i>m</i>	29,00	85,00
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	<i>m</i>	35,50	1,22
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	<i>m</i>	8,00	1,54
Masse avec et sans radier	<i>t</i>	70 000	11 000
Pression sur le sol	<i>MPa</i>	0,24	
Joints avec ouvrages voisins, largeur	<i>M</i>		

**Tableau 31 - Paramètres principaux du bâtiment piscine E**

Le radier a une épaisseur de 1,26 m. Son arase supérieure brute est à -13,14 m (même niveau que le radier du bâtiment mitoyen T0). Il supporte sur sa périphérie des voiles en béton armé raidis par des poteaux.

La superstructure est un hall métallique parallélépipédique de 90 m de longueur, 24 m de largeur et 18 m de hauteur constitué de 16 portiques encastrés en pied espacés de 6 m.

Le bassin d'entreposage et les canaux de liaison s'appuient sur le radier par l'intermédiaire de deux murs verticaux supportant chacun 60 appuis en élastomère fretté. Le fond de bassin est à -8,90 m. Le niveau de l'eau est +0,117 m.

Le bassin a pour dimensions :

- longueur intérieure: 82,60 m
- largeur intérieure : 16,60 m
- épaisseur du fond: 1,65 m
- épaisseur des murs verticaux: 1,25 m.

### Piscine C

La piscine C, qui jouxte le bâtiment NPH à l'Ouest et la piscine D, est composée :

- d'une partie Entreposage au Nord dont l'emprise est de 24 (N/S) × 92 m,
- d'une partie Traitement au Sud dont l'emprise est de 15 (N/S) × 86 m.

Il n'y a pas de joint de dilatation entre Entreposage et Traitement.

Le bâtiment Traitement, constitué de 2 parallélépipèdes principaux avec des terrasses à 185,90 m NGF et à 182,70 m NGF, est intégralement construit en béton armé. Il est contreventé par des voiles de 20 à 30 cm d'épaisseur dans les 2 directions, fondés au niveau 167,90 m NGF sur un radier unique d'épaisseur 1,00 m. Le sol environnant est arasé au niveau 175,20 m NGF.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 170/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Bâtiments et ouvrages voisins, joints et liaisons

La piscine D est liaisonnée aux piscines C et E par l'intermédiaire des bassins ; ces trois structures présentent des joints de dilatation en superstructure. Elle comporte deux autres liaisons, à T0 et T1, réalisés par l'intermédiaire de joints de dilatation. Ces deux bâtiments sont par ailleurs dimensionnés au SDD 79.

De plus, deux ouvrages sont situés à proximité de la piscine D dans sa partie Ouest.

Le bâtiment Annexe de la piscine E est un ouvrage béton fondé sur un radier commun à la piscine E, de forme parallélépipédique

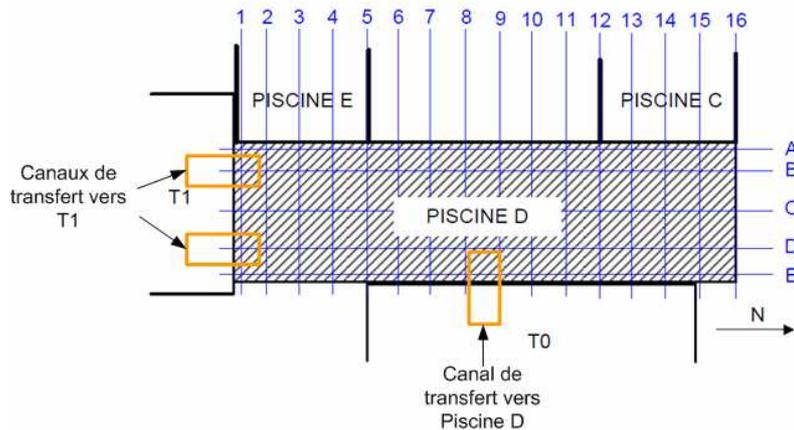
Le bâtiment Traitement de la piscine C accolé à l'Ouest de la piscine D est un ouvrage en béton.

Il est fondé sur le même radier que celui du bâtiment Entreposage de la piscine C.

Concernant le canal de transfert inter-piscines vers NPH, se référer au paragraphe 5.3.4.1.

### Représentation des canaux de transfert entre le bloc piscine D et l'atelier T0

Le bassin de la piscine D est relié aux ateliers T0 et T1, par des canaux qui permettent le transfert de paniers de combustibles, fermés par des batardeaux.



**Figure 28 – Implantation des canaux de transferts entre piscine D et les ateliers T1 et T0**

Les canaux sont solidaires des bassins, et sont dissociés des structures des ateliers de T0 et de T1. Le bassin de la piscine D et ses canaux peuvent se déplacer librement sans influence sur les structures de T0 et T1.

Les excroissances qui constituent ces canaux sont également disposés sur des appuis néoprène et sont isolés des ateliers T0 et T1 par des joints néoprène d'une épaisseur de 15cm.

La conception d'ensemble du canal de transfert entre la piscine D et T0 est similaire à celle des canaux entre la piscine D et T1.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 171/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.6.2 Qualité de la conception parasismique

La conception parasismique de l'infrastructure est bonne :

- division en blocs de forme simple (rectangulaires) séparés par des joints,
- faible élancement,
- contreventement assuré par les murs périphériques, sauf en partie centrale des blocs dans le sens transversal (murs en console verticale sur le radier).

La conception parasismique de la superstructure métallique est bonne également :

- contreventement par portiques dans le sens transversal et palées dans le sens longitudinal,
- assemblages boulonnés ayant une bonne ductilité.

### 5.3.6.3 Maîtrise dans le temps de la configuration initiale

Les ateliers Piscine C, D et E n'ont pas fait l'objet de modifications structurelles importantes ni de défauts de maintenance, susceptibles de remettre en cause le dimensionnement au séisme.

### 5.3.6.4 Risque d'interaction préjudiciable

Les ouvrages voisins décrits ci-dessus ne présentent pas de risques majeurs de projectibilité vis-à-vis des piscines.

Les bâtiments T0 et T1, appartenant à UP3, répondent à des exigences de stabilité au séisme et sont dimensionnés au SDD 79. Les ouvrages accolés en façade Ouest (Annexe piscine E et Traitement piscine C) sont des ouvrages répondant à une bonne conception parasismique. Concernant le canal de transfert inter-piscines vers NPH, se référer au paragraphe 5.3.4.1 sur NPH.

### 5.3.6.5 Niveau de séisme atteignable sans effet falaise

#### 5.3.6.5.1 Points d'intérêts et critères en relation avec les exigences

Les points d'intérêt identifiés pour les bassins sont:

- la distorsion des appuis néoprènes des bassins :
  - . risque de non-fonctionnement des appuis pour une distorsion trop importante et de perte de la protection des paniers et équipements des piscines, mais pas de risque de perte d'appui des piscines compte tenu de la faiblesse des déplacements par rapport à la dimension de la nervure béton),
  - . risque de choc des piscines contre les blocs de bâtiments voisins et de perte de la protection des paniers et équipements des piscines (vibrations dues aux chocs).

Les points d'intérêt identifiés pour les enveloppes des bassins sont :

- la connexion des poteaux en béton armé avec le radier,
- le système d'ancrage des poteaux des portiques des charpentes aux poteaux béton armé,
- les nœuds des portiques entre les poteaux métalliques et la traverse supérieure.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 172/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Si le spectre de sol augmente, les efforts dans les parois des bassins augmentent proportionnellement au coefficient multiplicateur du spectre.. Le coefficient de comportement de 1,5 autorisé sans dispositions constructives particulières, permet de multiplier le spectre SDD 1979 par 1,5 et donc le SDD 2001 par 6. Les parois des bassins ne sont donc pas un point d'intérêt à retenir.

Les chevilles d'attache du liner sur le béton ne travaillent pas pour tenir le liner, qui est plaqué sur le béton par la pression de l'eau. Elles sont dans des trous oblongs du tôleage. Elles ne réduisent pas la marge attribuable aux bassins.

#### 5.3.6.5.2 Comparaison capacité / demande de déformation des appuis et de l'enveloppe des bassins

##### Appuis néoprènes

Les appuis ont été analysés par la méthode présentée au paragraphe 5.3.3.7.4.

Ils présentent une marge importante du fait que le spectre du SDD 79 a des accélérations largement supérieures à celles du SDD 2001 aux basses fréquences.

##### Enveloppe des bassins

Pour une fréquence représentative de l'ordre de 3 Hz, le coefficient de comportement de 1,5 autorisé sans dispositions constructives particulières, permet de multiplier le spectre SDD 1979 par 1,5 et donc le SDD 2001 par 3,6. Cela correspond à une magnitude supérieure à 7,3.

#### 5.3.6.5.3 Conclusion

La synthèse des éléments de robustesse des piscines C, D et E est présentée dans le tableau 32. Il fait apparaître un haut niveau de robustesse avec un point limitant qui concerne les appuis néoprènes sous bassins.

L'ensemble des informations disponibles nous conduisent à estimer que la robustesse minimale correspond à 1,3 point de magnitude, soit à une magnitude de 7,1 (magnitude de référence + 1,3 point) sur l'ensemble des piscines.

Point d'intérêt	Exigence et critère	Niveau de séisme sans effet falaise (M pour D = 15 km)
Distorsion des appuis néoprène	Stabilité des bassins Rester dans le domaine élastique linéaire pour le néoprène Absence de choc des bassins avec les bâtiments au droit des joints	> 7,1 (> M de référence + 1,3)
Enveloppe (connexion des poteaux en béton armé avec le radier, système d'ancrage des poteaux des portiques des charpentes aux poteaux béton armé, nœuds des portiques entre les poteaux métalliques et la traverse supérieure)	Stabilité du bâtiment	> 7,3 (> M de référence + 1,5)

**Tableau 32 - Synthèse piscines C, D, E**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 173/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 5.3.7 Piscines C, D, E – Matériels

### 5.3.7.1 Fonction de refroidissement

#### Nymphéas thermiques

Chaque échangeur thermique NYPHEA est fixé en partie supérieure du bassin des piscines et se compose de trois parties distinctes :

- le support tubulaire fixé sur le bassin par 3 séries d'équerres. Il comporte en partie basse une boîte de distribution d'eau qui porte et centre l'échangeur tubulaire,
- l'échangeur tubulaire,
- l'ensemble motopompe à hélice qui aspire l'eau de la partie supérieure de la piscine par la boîte d'aspiration d'eau et la refoule dans le faisceau de l'échangeur tubulaire. Le cône de diffusion s'appuie et se centre sur la plaque tubulaire supérieure de l'échangeur.

Les piscines C, D, E sont fondées sur des appuis parasismiques qui réduisent les accélérations sismiques appliquées aux nymphéas, permettent de découpler les fréquences propres des piscines et nymphéas et évitent tout risque de résonance.

A la conception, le spectre de calcul pris en compte donne une marge proche d'un facteur 4 par rapport au spectre du site de La Hague pour les fréquences propres des piscines C, D, E (environ 0,8 Hz). Les accélérations sismiques appliquées aux nymphéas ancrés sur les bassins des piscines sont réduites avec un facteur identique.

Un modèle par éléments finis de l'ensemble nymphéas est construit afin d'appréhender son comportement global sous séisme. Le nymphéa a été dimensionné pour que les contraintes maximales restent inférieures à la limite élastique.

La perte du fonctionnement mécanique des nymphéas est atteinte pour un spectre sismique en accélération supérieur à 8 fois le spectre de référence du site de La Hague, ce qui correspond à un séisme de magnitude supérieure à 7.

#### Pompes de circulation de l'eau de refroidissement

Les pompes de circulation de l'eau de refroidissement sont constituées d'un corps de pompe massif et d'un arbre entraîné par un moteur. Le moteur, le châssis et la pompe sont des ensembles très rigides.

Les pompes ont été essayées sur table vibrante. La marge démontrée par les essais sur table vibrante est de 2,6 par rapport au spectre de référence SDD 2001, Hague ce qui correspond à un séisme de magnitude 7.

#### Tuyauteries

Les tuyauteries sont des éléments mécaniques possédant une grande capacité de déformation plastique. Le coefficient de robustesse des lignes de refroidissement par rapport à la ruine est supérieur à 4 ce qui correspond à un séisme de magnitude supérieure à 7.

Les supports de tuyauterie ont été conçus de manière à être rigide (fréquence propre supérieure à 33 Hz). Les contraintes dans les supports de tuyauterie sont donc loin de la rupture réelle. D'autre part ce principe de conception permet de réduire les accélérations sismiques appliquées aux tuyauteries, de limiter les déplacements différentiels entre appuis et d'éviter tout risque de résonance entre les tuyauteries et les supports.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 174/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Equipements chaudronnés

Le bac de maintien en pression est un équipement chaudronné en inox Z6 CN 18.09 très ductile. Le coefficient global de robustesse est estimé à 4, ce qui correspond à un séisme de magnitude supérieure à 7.

### Conclusion

Le coefficient de robustesse entre le spectre sismique pour lequel la perte du fonctionnement mécanique des équipements de la fonction refroidissement des piscines C, D, E est atteint et le spectre de référence du site de La Hague (SDD 2001) est estimé à :

- 8 pour les nymphéas,
- 4 pour les tuyauteries et équipements chaudronnés,
- 2,6 pour les pompes de circulation.

Le coefficient de robustesse minimum pour la fonction refroidissement correspond à un séisme de magnitude 7.

## 5.3.7.2 Fonction de confinement

### Revêtement en acier inoxydable des bassins

Les épaisseurs du revêtement en acier inoxydable utilisé pour les bassins sont de 6 mm pour le fond et de 4 mm pour les parois. Ce revêtement est monté par soudage des tôles sur un maillage de profilés en forme de U. Ceci permet un assemblage continu des tôles en acier inoxydable sur toute la hauteur du bassin avec des joints soudés présentant des propriétés de ductilité similaires au métal de base. Les soudures de jonction, réalisées sur les tôles ont été radiographiées à 100 %.

La ductilité de l'acier inoxydable constituant le revêtement des bassins est très supérieure à celle de l'ouvrage en béton. L'absence d'effet falaise concernant l'étanchéité du revêtement inox est obtenue dans la configuration où la stabilité des ouvrages de génie civil est maintenue et sa fissuration reste réduite soit à minima pour un niveau sismique correspondant à un séisme de magnitude 7.1.

## 5.3.7.3 Fonction de maîtrise de la sûreté criticité

Voir le paragraphe 5.3.5.3.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 175/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.8 Bâtiments des groupes de sauvegarde, SSRE, SSBU, aéroréfrigérants des piscines

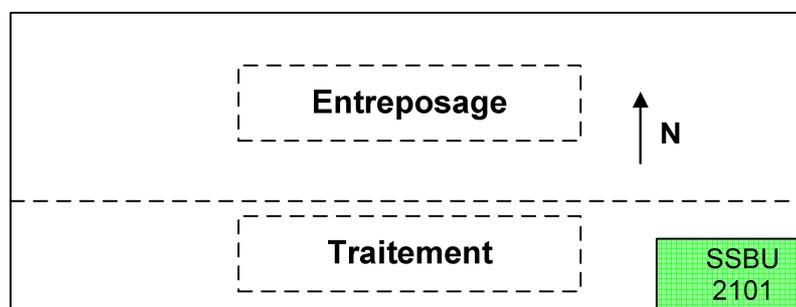
#### 5.3.8.1 Généralités

Les Sous Stations de Répartition Electrique (SSRE) et les Sous Stations Bâtiments Utilités (SSBU) font partie du système d'alimentation des ateliers.

Ateliers		SSRE	SSBU
Piscine C	Vis-à-vis du refroidissement Nymphéas thermiques	2100	2101
Piscine D		2100	2104
Piscine E		2100	2105
NPH		2100	2101
Piscine C	Vis-à-vis du refroidissement Aéroréfrigérants et pompes de circulation de l'eau de refroidissement	2100	2102
Piscine D		2100	2102
Piscine E		2100	2102
NPH		2100	2102

**Tableau 33 - Liste des SSBU et SSRE associées aux installations de refroidissement des piscines**

#### 5.3.8.1.1 SSBU 2101



**Figure 29 – Implantation SSBU 2101 dans bloc Traitement piscine C**

La SSBU 2101 se situe dans le bâtiment Traitement qui fait partie du bâtiment piscine C (cf. paragraphe 5.3.6.1).

Compte tenu de la qualité du sol d'assise, la bonne conception d'ensemble (forme simple et régulière, contreventement régulier suivant les deux directions, présence de diaphragmes horizontaux), le bâtiment Traitement Piscine C incluant la SSBU 2101 présente une bonne conception parasismique.

La SSBU 2101 n'a pas fait l'objet de modifications structurelles susceptibles de remettre en cause les exigences de comportement de l'ouvrage.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 176/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.8.1.2 SSBU 2102

Le bâtiment SSBU 2102 est un ouvrage indépendant implanté entre les aéroréfrigérants de NPH et des piscines CDE. Il est en béton armé formé d'un bloc rectangulaire reposant sur un réseau de longrines perpendiculaires, fondées sur des pieux. L'arase supérieure des massifs culmine à -8,40 m tandis que le niveau du terrain naturel est à -6,80 m (+0,00 = 182,00 m NGF).

<b>Bloc de bâtiment, année de construction</b>		<b>SSBU 2102 - 1983</b>		
		(N-S)	(E-O)	
Dimensions en plan : largeur, longueur	<i>m</i>	6,70	23,40	avec avancée de 7,60 m (E/O) x 3,05 m
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	<i>m</i>	9,25	1,38	
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	<i>m</i>	1,60		
Masse avec et sans radier	<i>t</i>	720		

**Tableau 34 - Paramètres principaux de la SSBU 2102**

L'ouvrage présente une symétrie de part et d'autre d'un axe Nord-Sud situé en son milieu. Ce bâtiment comprend 2 niveaux principaux à -6,60 m et -4,50 m et une toiture terrasse béton armé à -0,20 m.

Un réseau de voiles perpendiculaires assure le contreventement et la stabilité de l'ensemble, auxquels s'ajoutent des portiques orientés Nord-Sud. Ces éléments possèdent des densités de ferrailage acceptables et conformes aux recommandations des règlements parasismiques.

Ce bâtiment présente une bonne conception parasismique. En effet, il possède une forme simple et régulière, avec des voiles dans les deux directions correctement répartis et des planchers faisant office de diaphragmes.

Le type de fondation sur pieux procure de la souplesse à la structure dans sa réponse aux sollicitations sismiques, limitant ainsi par ce fait les efforts dans la superstructure.

La SSBU 2102 n'a pas fait l'objet de modifications structurelles susceptibles de remettre en cause les exigences de comportement de l'ouvrage.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 177/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.8.1.3 Groupes de sauvegarde associés à la SSBU 2102

Les groupes de sauvegarde A et B sont structurellement identiques. Cette partie décrit le groupe B.

Ce dernier est un ouvrage comprenant 2 parties distinctes :

- un massif béton fondé sur pieux assurant la fonction support du groupe diesel,
- une enveloppe béton armé fondée sur pieux.

Bloc de bâtiment, année de construction		GD SSBU 2102 - 1983		
		(N-S)	(E-O)	
Dimensions en plan : largeur, longueur	<i>m</i>	8,00	6,50	+ massif béton 6 m × 3 m
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	<i>m</i>	8,80	1,10	* 2 m désolidarisé
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	<i>m</i>	1,60		
Masse avec et sans radier	<i>t</i>	240		

**Tableau 35 - Paramètres principaux des GD SSBU 2102**

L'enveloppe est un ouvrage parallélépipédique constitué par 4 murs béton armé de 8,80 m de haut, reposant sur des longrines appuyées sur un réseau de pieux. L'arase supérieure des poutres est à 1,80 m du niveau du terrain naturel. La toiture est une couverture sèche supportée par des profilés métalliques.

Le massif béton support de groupe diesel repose sur pieux.

Les deux ouvrages sont totalement découplés.

L'enveloppe, de par ses dimensions limitées et sa rigidité, présente une bonne conception parasismique similaire à celle de la SSBU 2102. Il en est de même du massif béton très compact.

Les groupes de sauvegarde associés à la SSBU 2102 n'ont pas fait l'objet de modifications structurelles susceptibles de remettre en cause les exigences de comportement de l'ouvrage.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 178/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 5.3.8.1.4 Bâtiment réservoir fuel associé à la SSBU 2102

L'ouvrage concerne deux fosses enterrées en béton de forme parallélépipédique.

Bloc de bâtiment, année de construction	Réservoirs fuel SSBU 2102 - 1983	
	(N-S)	(E-O)
Dimensions en plan : largeur, longueur	<i>m</i> 5,10	3,00
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	<i>m</i> 2,72	0,53
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	<i>m</i> 2,72	
Masse avec et sans radier	<i>t</i> 34	23
Pression sur le sol	<i>MPa</i> 0,02	

**Tableau 36 - Paramètres principaux des réservoirs fuel SSBU 2102**

Cet ouvrage est simple et totalement enterré ; l'expérience a montré que très peu de désordres sont causés aux ouvrages enterrés.

Les bâtiments réservoir fuel associés à la SSBU 2102 n'ont pas fait l'objet de modifications structurelles susceptibles de remettre en cause les exigences de comportement de l'ouvrage.

#### 5.3.8.1.5 SSBU 2104

La SSBU 2104 se situe dans le bâtiment T0.

L'atelier T0 se décompose en trois blocs :

- le bloc principal A Déchargement,
- le bloc B Réception des emballages,
- le bloc C Sas matériel.

La SSBU 2104 se situe dans le bloc A, qui est un ouvrage réalisé en béton armé, fondé sur radier d'épaisseur variable entre 60 cm et 1 m.

Cet ouvrage, qui comprend 8 niveaux, est contreventé par un réseau de voiles orthogonaux, encadrés par deux pignons et deux long-pans.

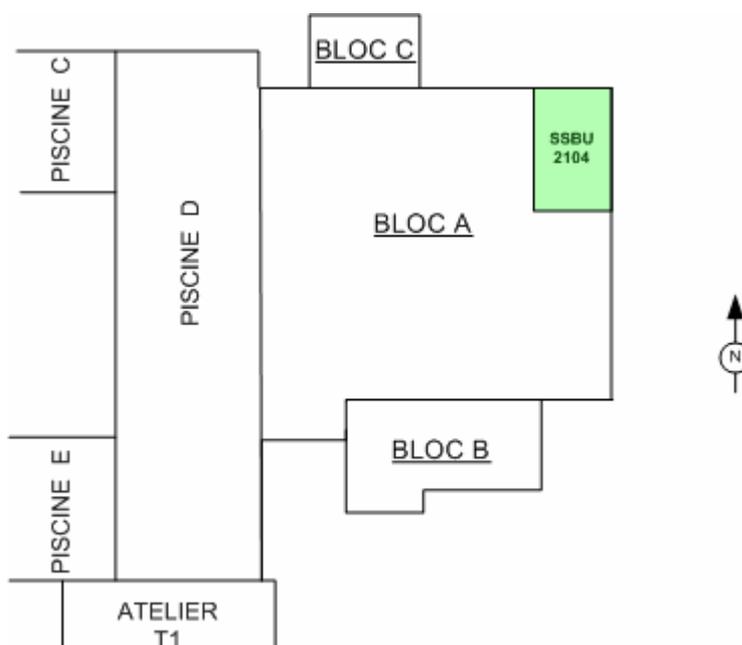
Le bloc déchargement est surmonté d'une cheminée métallique de diamètre 80 cm et d'une hauteur de 17 m. Elle est ancrée au bâtiment par l'intermédiaire d'un support béton au niveau +13,50 m.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 179/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

**Bloc de bâtiment, année de construction**

Dimensions en plan : largeur, longueur *m*  
 Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur *m*  
 Hauteur enterrée, épaisseur du radier *m*  
 Masse avec et sans radier *t*  
 Pression sur le sol *MPa*

<b>Atelier T0 – Bloc A</b>		
	(N-S)	(E-O)
Dimensions en plan : largeur, longueur	58,00	59,00
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	34,00	0,59
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	7,00	de 0,60 à 1,00
Masse avec et sans radier	60 550	53 300
Pression sur le sol	0,17	

**Tableau 37 - Paramètres principaux de la SSBU 2104 – bloc A T0****Figure 30 – Implantation SSBU 2104 dans Bloc A T0**

Le bâtiment T0, appartenant à UP3-A, répond à des exigences de stabilité au séisme et est dimensionné au SDD 79.

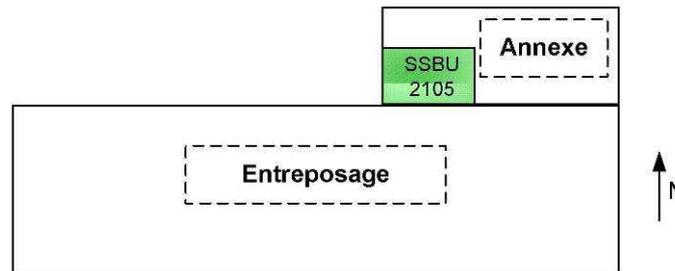
T0 est un ouvrage contreventé par des planchers continus et par un réseau régulier de voiles en béton armé. Ces éléments garantissent sa robustesse au séisme.

Le bâtiment T0 n'a pas fait l'objet de modifications structurelles susceptibles de remettre en cause les exigences de comportement de l'ouvrage.

Les blocs B et C, ainsi que la piscine D, sont voisins du bâtiment abritant le SSBU 2104. Etant de conception parasismique, ils ne sont pas projectile vis-à-vis du bloc A de T0.

#### 5.3.8.1.6 SSBU 2105

La SSBU 2105 se situe dans le bâtiment Annexe de la piscine E, dont la description est effectuée dans l'analyse de la piscine E (paragraphe 5.3.6.1).



**Figure 31 – Implantation SSBU 2105 dans bloc Annexe Piscine E**

L'annexe de la piscine E a fait l'objet d'une étude sismique au SDD 79 lors de sa conception pour assurer sa tenue.

Le contreventement de l'annexe est assuré par des planchers continus et des voiles périphériques qui assurent le transfert des efforts sismiques jusqu'au radier. L'ouvrage est également constitué de maçonneries et de voiles de faible épaisseur assurant un cloisonnement à l'intérieur de la structure, mais ne participant pas à la robustesse de la structure.

L'annexe de la piscine E n'a pas fait l'objet de modifications structurelles susceptibles de remettre en cause les exigences de comportement de l'ouvrage

Les piscines E et D, mitoyennes de l'annexe de la piscine E sont de conception parasismique et ne sont donc pas projectiles sur l'annexe.

#### 5.3.8.1.7 SSRE 2100

Le bâtiment SSRE 2100 est un ouvrage en béton armé formé d'un bloc rectangulaire reposant sur un réseau de semelles filantes ou isolées. Ces dernières reposent sur un remblai méthodiquement compacté (plateforme niveau -6,80 m = 175,20 m NGF).

Il présente une symétrie de part et d'autre d'un axe Est/Ouest situé en son milieu. Ce bâtiment comprend 1 niveau principal à -4,46 m et une toiture terrasse béton armé à -0,15 m.

Un réseau de voiles perpendiculaires assure le contreventement et la stabilité de l'ensemble, auxquels s'ajoutent des portiques orientés Est-Ouest.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 181/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

**Bloc de bâtiment, année de construction**

		SSRE 2100 - 1982	
		(N-S)	(E-O)
Dimensions en plan : largeur, longueur	m	21,00	15,00
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	m	9,25	0,44
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	m	1,60	
Masse avec et sans radier	t	720	
Pression sur le sol	MPa	0,02	
Joints avec ouvrages voisins, largeur	m		

**Tableau 38 - Paramètres principaux de la SSRE 2100**

Cet ouvrage comporte des caractéristiques similaires à la SSBU 2102 dans son réseau de contreventement : la conception parasismique est bonne.

Ils diffèrent néanmoins sur leur mode de fondation, qui est superficiel pour la SSRE 2100 sur un remblai méthodiquement compacté procurant une assise stable au bâtiment.

La SSRE 2100 n'a pas fait l'objet de modifications structurelles susceptibles de remettre en cause les exigences de comportement de l'ouvrage.

**5.3.8.1.8 Aéroréfrigérants Piscines C, D, E**

Les aéroréfrigérants se situent au Nord de la piscine C. Ce paragraphe ne s'intéresse qu'aux fondations de la charpente métallique support des aéroréfrigérants, par le biais d'appuis en élastomères.

Les fondations sont constituées de deux semelles filantes de 1,10 m (largeur) x 0,4 m (hauteur) qui s'étendent sur 83,7 mètres chacune. 18 longrines de sections 0,4 m x 0,4 m lient les deux semelles, à raison d'un entraxe de 4,86 m correspondant à la largeur d'une batterie de refroidissement. Les fondations sont complétées par 34 poteaux de section 0,5 x 0,5 de 2,5 m de hauteur environ aboutissent à la surface pour supporter les pieds de la structure métallique.

Ces fondations sont posées sur un remblai méthodiquement compacté. Un système de caniveaux électriques calé par du remblai passe entre les deux files de poteaux au niveau du sol.

Compte tenu de la qualité du sol, de la présence des appuis néoprènes et du fait que l'infrastructure est enterrée, les fondations peuvent être considérées robustes.

Les fondations des aéroréfrigérants n'ont pas fait l'objet de modifications structurelles susceptibles de remettre en cause les exigences de comportement de l'ouvrage.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 182/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 5.3.8.1.9 Aéroréfrigérants Piscines NPH

Les aéroréfrigérants de NPH sont supportés par l'intermédiaire d'appuis néoprènes par une structure métallique qui repose sur une infrastructure béton.

Cette dernière a une emprise de 12,55 m (N/S) x 36,20 m. Elle est constituée de murs périphériques et de 3 murs de refend orientés Nord/Sud. Ils supportent un plancher et reposent sur des longrines.

Les longrines sont portées par un ensemble de 15 barrettes.

Le niveau +0,00 de l'infrastructure des aéroréfrigérants est constitué par un dallage d'épaisseur variable.

Vu le type de contreventement et la présence d'appuis néoprènes, nous pouvons estimer que la structure est robuste.

Les aéroréfrigérants étudiés sont mitoyens de l'infrastructure support des aéroréfrigérants d'origine dimensionnée au séisme.

#### 5.3.8.2 Niveau de séisme atteignable sans effet falaise

##### 5.3.8.2.1 Points d'intérêts et critères en relation avec les exigences

Les points d'intérêts pour l'ensemble des installations concernées sont les murs de contreventement pour l'exigence de stabilité des bâtiments.

##### Critères

Pour l'exigence de stabilité nous limiterons la distorsion à 0,4 %.

Il peut exister toutefois certaines particularités impliquant de nouveaux points d'intérêts qui sont décrites ci-dessous.

- SSBU 2102 et groupes de sauvegarde associés au SSBU 2102 :

Les points d'intérêt complémentaires pour ces ouvrages se situent au niveau des pieux.

- Aéroréfrigérants piscines CDE et NPH :

Les points d'intérêts sont l'infrastructure support, constituée de semelles de fondations ou barrettes et de murs support.

##### 5.3.8.2.2 Analyse des points d'intérêts

##### Analyse des murs de contreventement

La similitude dans la conception des différents ouvrages implique un comportement au séisme similaire.

L'exercice d'évaluation s'est porté sur la SSBU 2102 présenté ci-après, valable pour l'ensemble des autres ouvrages isolés.

- SSBU 2101 :

Ces éléments structurels ont été analysés par la méthode présentée au paragraphe 5.3.3.7.4.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 183/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- SSBU 2102, Groupes de sauvegardes et réservoir fuel associés, SSBU 2104, SSRE 2100 :  
Ces éléments structurels ont été analysés par la méthode présentée au paragraphe 5.3.3.7.4.
- SSBU 2105 :  
Ces éléments structurels ont été analysés par la méthode présentée au paragraphe 5.3.3.7.4.

#### Analyse de la tenue des pieux

Les pieux ont été pris en compte dans l'étude sismique du bâtiment. Le ferrailage mis en place est très important comparé au ferrailage nécessaire, ce qui dégage une grande robustesse.

#### Analyse de la tenue des barrettes

Tout comme l'ensemble de la structure, les barrettes ont été dimensionnées au SDD 79.

#### 5.3.8.2.3 Conclusion

L'ensemble des informations disponibles nous conduisent à estimer que la robustesse minimale correspond à 1,5 point de magnitude, soit à une magnitude de 7,3 (magnitude de référence + 0,5 point) sur l'ensemble des bâtiments des groupes de sauvegarde.

Bâtiment	Point d'intérêt	Exigence et critère	Niveau de séisme sans effet falaise (M pour D = 15 km)
SSBU 2101, 2102, 2104, 2105, SSRE 2100	Murs de contreventement	Stabilité du bâtiment Distorsion < 0,4 %	> 7,3 > (SMS+1,5)
SSBU 2102	Pieux de fondation	Stabilité de l'ouvrage	> 6,8 > (SMS + 1,0)
Aéroréfrigérants	Semelles enterrées	Stabilité de l'ouvrage	> 7,3 > (SMS + 1,5)
Aéroréfrigérants	Barrettes	Stabilité de l'ouvrage	> 6,8
Piscine NPH			> (SMS + 1,0)

**Tableau 39 - Synthèse des bâtiments groupes de sauvegarde, SSRE, SSBU et aéroréfrigérants des piscines**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 184/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.9 Matériels des groupes de sauvegarde, SSRE, SSBU, aéroréfrigérants des piscines : fonction de refroidissement

#### Aéroréfrigérants de la piscine NPH

Les aéroréfrigérants secs à tirage induit, d'une puissance unitaire nominale de 2 MW sont composés chacun de deux faisceaux tubulaires juxtaposés et de deux moto-ventilateurs à deux vitesses. Ils sont fixés sur une charpente métallique qui repose sur une fondation en béton armé. Des appuis parasismiques en élastomère fretté sont disposés entre les aéroréfrigérants et la charpente, elle-même étant liée à la fondation béton par des liaisons rotules avec des tirants.

L'utilisation d'appuis parasismiques (plots PAULSTRA) réduit les accélérations sismiques appliquées aux équipements, permet de découpler les fréquences propres des bâtiments et équipements et évite tout risque de résonance entre équipements et bâtiments.

Un modèle éléments finis de la charpente métallique avec une baie complète d'aéroréfrigérants (2 châssis supportant 2 aéroréfrigérants) reposant sur des plots élastiques est construit afin d'appréhender son comportement global sous séisme. Les actions de l'autre baie sont reportées aux points de supportage.

Les moto-ventilateurs des aéroréfrigérants ont été qualifiés sur table vibrante.

Le fonctionnement mécanique des aéroréfrigérants est opérationnel jusqu'à un spectre sismique en accélération supérieur à 3 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 6,8. Il n'est pas possible de positionner précisément l'effet falaise au-delà.

#### Passerelles auxiliaires des aéroréfrigérants de la piscine NPH

La passerelle auxiliaire permet l'accès, d'une part aux vannes d'isolement des aéroréfrigérants, d'autre part aux structures de ces aéroréfrigérants. Elles ont également une fonction de supportage de tuyauterie.

Un modèle éléments finis comprenant une charpente en profilés métallique ainsi qu'un ensemble de tuyauteries-collecteurs (modélisées uniquement pour leur raideur) est réalisé afin d'appréhender son comportement global sous séisme.

La perte du fonctionnement mécanique de la passerelle auxiliaire des aéroréfrigérants est atteinte pour un spectre sismique en accélération supérieur à 2,7 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 6,8, suivant la fréquence de l'équipement.

#### Aéroréfrigérants des piscines C-D-E

La tenue mécanique des aéroréfrigérants doit être conservée en cas d'événement sismique car ceux-ci constituent le point d'accès à la source froide des systèmes de refroidissement des piscines.

Les aéroréfrigérants secs à tirage induit, d'une puissance unitaire nominale de 2 MW sont composés chacun de deux faisceaux tubulaires juxtaposés et de deux moto-ventilateurs à deux vitesses. Ils sont fixés sur une charpente métallique qui repose sur des appuis parasismiques en élastomère fretté et une fondation en béton armé.

L'utilisation d'appuis parasismiques réduit les accélérations sismiques appliquées aux équipements, permet de découpler les fréquences propres des bâtiments et équipements et évite tout risque de résonance entre équipements et bâtiments.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 185/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Un modèle par éléments finis de l'ensemble charpente métallique, plots néoprènes et faisceau tubulaire est construit afin d'appréhender son comportement global sous séisme.

Les moto-ventilateurs des aéroréfrigérants ont été qualifiés sur table vibrante avec des spectres d'essai largement supérieurs aux spectres du site.

La perte du fonctionnement mécanique des aéroréfrigérants est atteinte pour un spectre sismique en accélération supérieur à 8 fois le spectre de référence du site de La Hague, ce qui correspond à un séisme de magnitude supérieure à 7.

#### Equipements électriques

Les groupes électrogènes de sauvegarde ont été testés avec un spectre d'essai calé à 0,4 g qui laisse une marge de 2,6 par rapport au spectre SDD 2001 calé à 0,15 g.

Les réservoirs de fuel qui alimentent les groupes diesel ont été justifiés par modélisation par éléments finis. Le coefficient de robustesse global pour les réservoirs de fuel est supérieur à 4.

Les armoires électriques de la SSBU 2102 ont été testées sur table vibrante

Le coefficient global de robustesse est de 4.

Le facteur entre le spectre sismique pour lequel la perte du fonctionnement mécanique des équipements externes de la fonction refroidissement des piscines C,D,E et NPH est atteint et le spectre de référence du site de La Hague (SDD 2001) est estimé à :

- 8 pour les aéroréfrigérants sur appuis parasismiques des piscines C-D-E correspondant à un séisme de magnitude 7,
- 2,7 pour les aéroréfrigérants NPH correspondant à un séisme de magnitude 6,8,
- 2,6 pour les équipements électriques des piscines C, D, E qualifiés sur table vibrante correspondant à un séisme de magnitude 7.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 186/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.10 Entreposage de produits de fission – Bâtiment principal SPF6

#### 5.3.10.1 Description

Le bâtiment SPF6 est fondé sur un radier dont le niveau supérieur correspond au niveau -16,10 m. Son emprise au sol est d'environ 1000 m<sup>2</sup>. La structure comprend 5 niveaux à partir des fondations.

Le niveau général de la toiture est à +10,20 m celui de l'acrotère est de 10,88 m. La cheminée de 3<sup>ème</sup> catégorie de l'atelier dépasse de 8 mètres environ la terrasse supérieure.

La superstructure de SPF6 est entièrement réalisée en béton armé. Les planchers assurent le contreventement horizontal. Les voiles en béton armé, dans le sens Nord-Sud et dans le sens Est-Ouest, assurent également le contreventement dans les deux directions.

Les dispositions générales de la structure de SPF6 font ressortir que cette dernière est globalement indéformable.

Bloc de bâtiment, année de construction		SPF6 - 1986	
		(E-O)	(N-S)
Dimensions en plan : largeur, longueur	<i>m</i>	25,60	26,70
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	<i>m</i>	26,48	1,03
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	<i>m</i>	12,10	variable de 0,85 à 1,15
Masse avec et sans radier	<i>t</i>	16 300	14 500
Pression sur le sol	<i>MPa</i>	0,23	

**Tableau 40 - Paramètres principaux du bâtiment SPF6**

Le type de sol sur lequel est fondé l'ouvrage SPF6 est une alternance de couches de schistes gréseux et de grès. Ces caractéristiques traduisent un bon sol de fondation.

#### 5.3.10.2 Qualité de la conception parasismique

La conception parasismique de l'infrastructure est bonne :

- contreventement assuré par les murs périphériques de grandes épaisseurs continus sur deux niveaux (du radier au niveau -5,10), et par des systèmes de murs, présence de deux noyaux centraux avec des voiles de fortes épaisseurs,
- continuité des descentes de charges, entre les éléments de contreventement, jusqu'au radier.

La conception d'ensemble de SPF6 présente une bonne régularité en plan des niveaux principaux et une répartition symétrique des éléments verticaux assurant le contreventement horizontal.

### 5.3.10.3 Maîtrise dans le temps de la configuration initiale

Les différentes opérations de modifications intervenues depuis la mise en service de l'atelier sont les suivantes :

- percement d'ouvertures en façade Ouest,
- installation supplémentaire de filtration du procédé,
- percements dans la structure en voile béton armé,
- percements dans les planchers au niveau 0,00 et 5,10,
- appui sur le bâtiment SPF6 de la passerelle R2 - SPF6,
- galerie d'accès à la passerelle R2 - SPF6.

Tous ces travaux ont été vérifiés par étude complémentaire locale au séisme pour valider ces modifications de charges et ces modifications structurelles. Les analyses ont conclu que ces modifications n'avaient pas d'incidence sur la tenue de l'atelier.

### 5.3.10.4 Risque d'interaction préjudiciable

Les bâtiments et ouvrages dans le voisinage de SPF6 sont :

- Le local électrique à l'Ouest entre les files 3 et 5 (dans le sens Nord-Sud) séparé de SPF6 par un joint de dilatation de 4 cm.

C'est un bâtiment régulier, de faible hauteur, entièrement en béton armé.

Il est fondé sur un radier général, et le contreventement Nord-Sud et Est-Ouest est réalisé par système de murs couplés et des voiles périphériques.

- Le local électrique annexe au Sud-Ouest.

Ce bâtiment est fondé sur des semelles filantes en béton armé dans son soubassement, il comporte un seul niveau (à -2,00) réalisé en structure métallique avec remplissage de béton cellulaire. Les chaînages des parties en maçonneries ont été calculés pour que la structure puisse résister au SDD 79, la toiture en charpente métallique a également été dimensionnée au même séisme.

- Le bâtiment SPF5 au Nord, a les mêmes exigences de sûreté que SPF6 et est dimensionné pour résister au SDD 79.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 188/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.10.5 Niveau de séisme atteignable sans effet falaise

#### 5.3.10.5.1 Points d'intérêts et critères en relation avec les exigences

Les points d'intérêt concernent :

- les murs de contreventement de la superstructure entre les niveaux -5,10 et +5,10 : ils assurent le contreventement horizontal de la partie non enterrée de l'ouvrage, donc susceptible d'avoir une plus grande accélération sous séisme, ils assurent également l'exigence du supportage des équipements,
- les murs de contreventement de la fosse entre les niveaux -14,45 et -5,10 : ils garantissent la stabilité d'ensemble de l'ouvrage et le confinement des matières à risque.

#### Critères

Pour l'exigence de stabilité des murs entre les niveaux -5,10 et +5,10, la distorsion est limitée à 0,4 %.

Pour l'exigence de stabilité des murs de la fosse entre les niveaux -14,45 et -5,10, la distorsion est limitée à 0,25 % vu l'exigence de confinement.

#### 5.3.10.5.2 Comparaison capacité / Demande de déformation des murs

Ces éléments structurels ont été analysés par la méthode présentée au paragraphe 5.3.3.7.4.

#### 5.3.10.5.3 Conclusion

L'ensemble des informations disponibles nous conduisent à estimer que la robustesse minimale correspond à 1,5 point de magnitude, soit à une magnitude de 7,3 (magnitude de référence + 1,5 point) sur le bâtiment SPF6.

Point d'intérêt	Exigence et critère	Niveau de séisme sans effet falaise (M pour D = 15 km)
Voiles de contreventement de -5,10 à +5,10 (Est-Ouest)	Stabilité du bâtiment	> 7,3
	Distorsion < 0,4 %	(> M de référence + 1,5)
Voiles de contreventement de -5,10 à +5,10 (Nord-Sud)	Stabilité du bâtiment	> 7,3
	Distorsion < 0,4 %	(> M de référence + 1,5)
Voiles de contreventement de -14,45 à -5,10 (Est-Ouest)	Stabilité du bâtiment – confinement	> 7,3
	Distorsion < 0,25 %	(> M de référence + 1,5)
Voiles de contreventement de -14,45 à -5,10 (Nord-Sud)	Stabilité du bâtiment - Confinement	> 7,3
	Distorsion < 0,25 %	(> M de référence + 1,5)

**Tableau 41 - Paramètres principaux du bâtiment SPF6**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 189/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.11 Entrepôts de produits de fission – Matériels du bâtiment principal SPF6

L'entrepôt comprend principalement :

- huit cuves d'entrepôt à double enveloppe de fond de 120 m<sup>3</sup> pour les solutions concentrées de Produits de Fission, pour les Concentrats d'Effluents Acides (CEA), pour les Rinçages Basiques et les précipités d'interphase,
- quatre cuves relais de 10 m<sup>3</sup> chacune,
- quatre distributeurs rotatifs qui possèdent chacun quatre sorties vers les cuves d'entrepôt et deux sorties vers les cuves relais.

Une cuve de secours est conservée vide dans l'ensemble SPF5 et SPF6.

Chaque cuve d'entrepôt est refroidie par deux boucles internes et indépendantes de refroidissement. Chaque boucle est capable d'évacuer la puissance maximale dégagée dans la cuve.

Chaque boucle de refroidissement comprend :

- quatre serpentins verticaux,
- une double enveloppe de fond de cuve,
- un échangeur à plaques qui peut être bypassé. Dans ce cas de figure, le refroidissement est directement assuré par l'eau provenant de la boucle CNRS,
- une pompe de circulation avec possibilité de brancher en dérivation une pompe à débit double en cas d'arrêt de la circulation d'eau dans la boucle de refroidissement jumelle,
- un vase d'expansion.

Les cuves relais sont refroidies par une même boucle interne de refroidissement. Cette boucle est capable d'évacuer la puissance maximale dégagée dans les cuves.

Elle comprend :

- deux serpentins par cuve relais,
- une double enveloppe de fond de cuve,
- un échangeur à plaque,
- une pompe de circulation,
- un vase d'expansion.

#### 5.3.11.1 Fonction de refroidissement

##### Aéroréfrigérants

Les aéroréfrigérants secs à tirage induit, d'une puissance unitaire nominale de 2 MW sont composés chacun de deux faisceaux tubulaires juxtaposés et de deux moto-ventilateurs à deux vitesses. Ils sont fixés sur un châssis métallique qui repose sur une fondation en béton armé (type portiques).

Un modèle éléments finis de l'ossature en béton armé est réalisé afin d'appréhender son comportement global sous séisme. La structure se compose de 8 portiques transversaux liés entre eux par 2 x 3 poutres longitudinales. Une dalle relie les portiques et est surmontée de poteaux d'environ 2 m de hauteur pour recevoir les châssis des aéroréfrigérants.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 190/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le mode d'endommagement identifié est la rupture par flexion des profilés de la charpente du châssis métallique qui serait atteinte pour un spectre sismique en accélération supérieur à 2,3 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 6,8.

#### Echangeurs à plaques

Les échangeurs à plaque permettent d'évacuer la puissance maximale dégagée dans les cuves d'entreposage.

La structure est constituée d'un bâti, d'un plateau et de renforts en UAP 80 et 175.

Des modèles par éléments finis des échangeurs sont construits afin d'appréhender leur comportement global sous séisme.

La perte du fonctionnement mécanique des échangeurs à plaques est atteinte pour un spectre sismique en accélération supérieur à 2,6 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 7.

#### Lignes d'eau de refroidissement

Les tuyauteries ont été dimensionnées par rapport à des valeurs de références très basses inférieures à 1/3 de la rupture. Les tubes sont des éléments mécaniques qui ont une grande capacité de déformation plastique. Le facteur de robustesse des lignes de refroidissement par rapport à l'endommagement est supérieur à 3,5.

Les supports de tuyauterie ont été conçus de manière à être rigide (fréquence propre supérieure à 33 Hz). Les contraintes dans les supports de tuyauterie sont donc loin de la rupture réelle. D'autre part ce principe de conception permet de réduire les accélérations sismiques appliquées aux tuyauteries, de limiter les déplacements différentiels entre appuis et d'éviter tout risque de résonance entre les tuyauteries et les supports.

La perte du fonctionnement mécanique des tuyauteries est atteinte pour un spectre sismique en accélération supérieur à 3,5 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 6,8.

#### Pomperie

Les pompes intervenant dans la sauvegarde du système de refroidissement sont :

- les pompes de circulation et de gavage d'eau de refroidissement des boucles des aéroréfrigérants de la boucle CNRS,
- les pompes de circulation d'eau de refroidissement des boucles internes.

La vérification est basée sur l'analyse des déplacements de l'axe du rotor et sur les fixations sur le châssis, ainsi que les ancrages dans le génie civil pour les pompes des boucles internes.

La perte du fonctionnement mécanique des pompes est atteinte pour un spectre sismique en accélération supérieur à 2,5 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 6,8.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 191/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Équipements électriques de sauvegarde

Les équipements électriques sont les suivants :

- les armoires VC1 et VC2,
- les coffrets pannes croisées permettant à un actionneur, normalement relié au tableau de sauvegarde hors tension en situation de repli d'être alimenté par l'autre tableau sous tension,
- les tableaux électriques et le tableau de repli de la SSBU 4302 alimentant les récepteurs assurant une Fonction Importante pour la Sûreté.

La validation des équipements électriques sous séisme est réalisée à partir d'essais sur table vibrante.

Les charpentes métalliques de supportage des équipements électriques, des chemins de câble et des cheminements sont dimensionnées anti-projectiles par calcul éléments finis.

La perte du fonctionnement mécanique des équipements électriques de sauvegarde est atteinte pour un spectre sismique en accélération supérieur à 2,3 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 6,8.

#### 5.3.11.2 Fonction de confinement

##### Cuves d'entreposage de produits de fission

Les cuves d'entreposage PF de l'atelier SPF6 ont une capacité de 120 m<sup>3</sup>. Elles sont constituées d'une virole et d'un fond bombé chaudronnés soudés sur une jupe support, ancrée sur le Génie Civil par des tiges pré-scellées. Le refroidissement de la cuve est assuré par 8 serpentins cylindriques soudés par des entretoises sur une charpente tubulaire soudée sur le dôme de la cuve.

Les cuves PF et leurs internes ont fait l'objet d'une modélisation et d'un calcul par éléments finis par analyse modale et spectrale pour simuler l'action du séisme.

Une maquette des internes à l'échelle 1/2,25 a été testée sur table vibrante au CEA Saclay pour valider leur tenue sismique.

Le facteur entre le niveau sismique de dimensionnement et le niveau sismique qui entraîne l'endommagement de la cuve est estimé à 3.

Le facteur entre le niveau sismique de dimensionnement et le niveau sismique qui entraîne l'endommagement des serpentins est estimé à 3.

Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude supérieure à 7.

##### Pots de garde hydraulique

Les pots de garde hydrauliques sont de petits équipements chaudronnés en inox constitués d'une virole et de fond hémisphériques soudés sur des supports de type plaques. Le pot est boulonné sur un support en U et ancré dans le Génie Civil. Les pots ont été dimensionnés par un calcul élastique linéaire.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 192/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le calcul élastique linéaire fait apparaître 2 modes d'endommagement principaux :

- des déformations plastiques autour des piquages avec un coefficient de robustesse de l'ordre de 3,
- la rupture du profilé support en U. L'incursion dans le domaine plastique pour ce type de support non symétrique est limitée à 1,5 et on a donc un coefficient de robustesse de l'ordre de 3.

Le coefficient de robustesse du pot de garde hydraulique est estimé à 3, ce qui correspond à un séisme de magnitude 7.

### 5.3.11.3 Fonction dilution de l'hydrogène de radiolyse

#### Réservoir d'air comprimé

Les marges obtenues par un calcul élastique linéaire pour le ballon d'air comprimé sont confortables avec une marge supérieure à 6.

#### Surpresseur

L'ensemble est constitué d'un moteur lié à un surpresseur et de 2 silencieux, le tout étant relié à un socle reposant sur une dalle par l'intermédiaire de plots antivibratoires. Les plots permettent de filtrer le signal sismique et les contraintes calculées dans le surpresseur sont très faibles.

#### Refroidisseur d'air de balayage

Le comportement sous séisme du refroidisseur peut répondre aux différentes exigences de sûreté jusqu'à des niveaux importants.

Le coefficient de robustesse pour la fonction dilution de l'hydrogène de radiolyse est supérieur à 6, cela correspond à un séisme de magnitude supérieure à 7.

### 5.3.11.4 Conclusion

Le facteur entre le spectre sismique pour lequel la perte du fonctionnement mécanique des équipements de la fonction refroidissement de SPF6 est atteint et le spectre de référence du site de La Hague (SDD 2001) est estimé à :

- 3,5 pour les tuyauteries,
- 3 pour les cuves PF,
- 2,5 pour la pomperie,
- 2,3 pour les équipements électriques de sauvegarde.

Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 6,8.

Le facteur entre le spectre sismique pour lequel la perte du fonctionnement mécanique des équipements de la fonction confinement de SPF6 est atteint et le spectre de référence du site de La Hague (SDD 2001) est estimé à :

- 3 pour les cuves de stockage PF,
- 3 pour les pots de garde hydraulique.

Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 7.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 193/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le facteur entre le spectre sismique pour lequel la perte du fonctionnement mécanique des équipements de la fonction dilution de l'hydrogène de radiolyse de SPF6 est atteinte et le spectre de référence du site de La Hague (SDD 2001) est estimé à 6.

Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude supérieure à 7.

### 5.3.12 Entreposages de produits de fission – Bâtiments des groupes de sauvegarde, SSRE, SSBU

#### 5.3.12.1 Généralités

##### 5.3.12.1.1 Local électrique annexe

Le local électrique annexe contient des onduleurs .L'emprise au sol est de 300 m<sup>2</sup> environ, il est situé au Sud-Ouest de SPF6 et est accolé à celui-ci. Il comporte un seul niveau (à -2,00), il est également situé à l'est de poteaux appartenant à la passerelle existante entre les ateliers SPF6 et R2.

C'est un bâtiment rectangulaire dont la longueur est orientée dans le sens Nord-Sud. Il est composé d'une infrastructure en béton armé fondé sur semelles filantes sur lequel reposent des portiques en charpente avec remplissage maçonnerie chaînée.

Bloc de bâtiment, année de construction		Local électrique annexe	
		(E-O)	(N-S)
Dimensions en plan : largeur, longueur	<i>m</i>	8,00	35,1
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	<i>m</i>	5	0,625
Hauteur enterrée, épaisseur des semelles	<i>m</i>	-	0,30
Masse avec et sans radier	<i>t</i>	-	-
Pression sur le sol	<i>MPa</i>	-	
Joints avec ouvrages voisins, largeur	<i>m</i>	SPF6	0,04

**Tableau 42 - Paramètres principaux du local électrique annexe**

La structure est séparée de l'atelier SPF6 à l'est et au Nord par un joint de dilatation de 4 cm. Elle dispose d'une répartition très régulière de ses éléments assurant le contreventement de la structure.

Les façades sont constituées de murs en maçonneries chaînées (horizontalement et verticalement) sous les pannes de rive assurant le remplissage entre des poteaux métalliques. Les murs à l'intérieur du niveau -2,00 sont réalisés de la même manière que les murs de façades. Les portiques sont contreventés dans le sens Nord-Sud par des palées de stabilité dimensionnées au séisme (règles PS69 révision 82), le contreventement de la toiture est également dimensionné au séisme.

Les murs en maçonnerie ont une fonction de remplissage entre les poteaux de la structure métallique, ce ne sont pas des éléments structuraux porteurs.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 194/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le sol de fondation de l'ouvrage est similaire à l'atelier SPF6 et au bâtiment SSBU 4312 avec de bonnes caractéristiques mécaniques, pour lesquelles les semelles de fondations ont été calculées.

Cet ouvrage n'a pas fait l'objet de modifications structurelles susceptibles de remettre en cause les exigences de comportement de l'ouvrage.

Le risque d'interaction avec l'atelier SPF6 a été traité au paragraphe 5.3.10.4, il a été conclu qu'il n'existait aucun risque d'interaction

#### 5.3.12.1.2 SSBU 4312

Le bâtiment SSBU 4312 est un ouvrage situé à l'Ouest de l'atelier SPF6, c'est un bâtiment rectangulaire dont la longueur est orientée dans le sens Nord-Sud.

Bloc de bâtiment, année de construction	SSBU 4312	
	(E-O)	(N-S)
Dimensions en plan : largeur, longueur	<i>m</i> 8,00	13,50
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	<i>m</i> 7,00	0,88
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	<i>m</i> 0,80	0,40
Masse avec et sans radier	<i>t</i> 650	540
Pression sur le sol	<i>MPa</i> 0,06	

**Tableau 43 - Paramètres principaux de la SSBU 4312**

La SSBU 4312 dispose d'une toiture terrasse à +2,10 m et de deux niveaux principaux situés à -4,00 m et à -1,50 m.

La structure dans son ensemble est séparée de l'atelier SPF6 (sur sa façade Est) par un joint de dilatation d'une épaisseur de 4 cm.

Le contreventement de la structure est assuré par un réseau de murs périphériques auxquels sont connectés perpendiculairement des murs à l'intérieur des niveaux répartis de façon régulière.

Ces murs sont majoritairement continus depuis la fondation jusqu'à la toiture, ce qui confère à la structure une grande rigidité.

Ce bâtiment est fondé sur un radier de 0,40 m d'épaisseur, dont l'arase inférieure est située à une profondeur de -4,40 m.

Cet ouvrage n'a pas fait l'objet de modifications structurelles susceptibles de remettre en cause les exigences de comportement de l'ouvrage.

Le risque d'interaction avec l'atelier SPF6 a été traité au paragraphe 5.3.10.4, il a été conclu qu'il n'existait aucun risque d'interaction.

## 5.3.12.2 Niveau de séisme atteignable sans effet falaise

### 5.3.12.2.1 Local électrique Annexe

Les points d'intérêts du local électrique annexe de SPF6 concernent les façades maçonnées du bâtiment. Ces dernières ne participent pas à la tenue d'ensemble de l'ouvrage et ne sont donc pas porteuses.

De fait, la stabilité de l'ouvrage est garantie pour un séisme correspondant au SDD79. Cependant, on pourrait noter un tel séisme, au niveau des maçonneries, des dégâts non structuraux modérés. Ces derniers ne remettraient pas en cause les possibilités d'intervention à l'intérieur de l'ouvrage.

Dans ces conditions, le niveau de robustesse évalué pour le local électrique annexe correspond à un séisme de magnitude 6,3.

### 5.3.12.2.2 SSBU 4312

La similitude dans la conception des différents ouvrages implique un comportement au séisme similaire.

L'exercice d'évaluation s'est porté sur la SSBU 2102 présenté au paragraphe 5.3.8.1 valable pour l'ensemble des autres ouvrages isolés.

### 5.3.12.2.3 SSRE 4300

La structure est identique à la SSRE 2100 et les mêmes commentaires s'appliquent, voir le paragraphe 5.3.8.

## 5.3.12.3 Conclusion

Bâtiment	Point d'intérêt	Exigence et critère	Niveau de séisme sans effet falaise (M pour D = 15 km)
SSBU 4312 SSRE 4300	Murs de contreventement	Stabilité du bâtiment Distorsion < 0,4 %	> 7,3 > (SMS + 1,5)
Local électrique annexe	Maçonneries de façades	Non projectibilité	> 6,3 > (SMS + 0,5)

**Tableau 44 - Entreposage PF : Synthèse SSRE, SSBU et local annexe**

### 5.3.13 Bassin des Moulins

#### 5.3.13.1 Description

Le barrage des Moulins a été mis en service en 1965, sa conception est du type « barrage terre » (en remblai) dit à noyau imperméable. Ce barrage rentre dans la catégorie des « barrages poids » dont la résistance à la pression de l'eau est assurée par le poids propre de l'ouvrage.

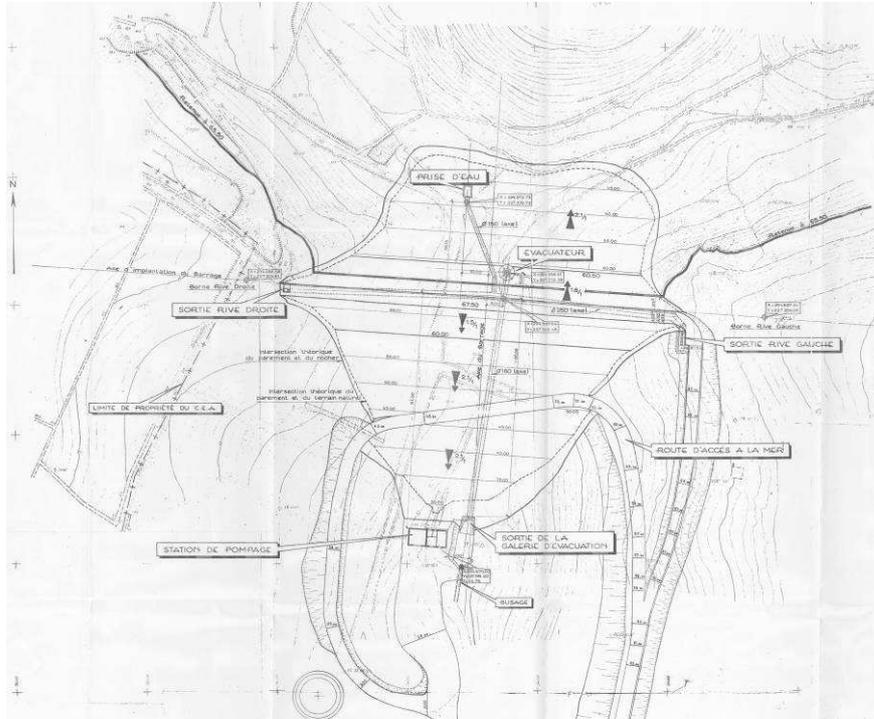


Figure 32 – Implantation du barrage

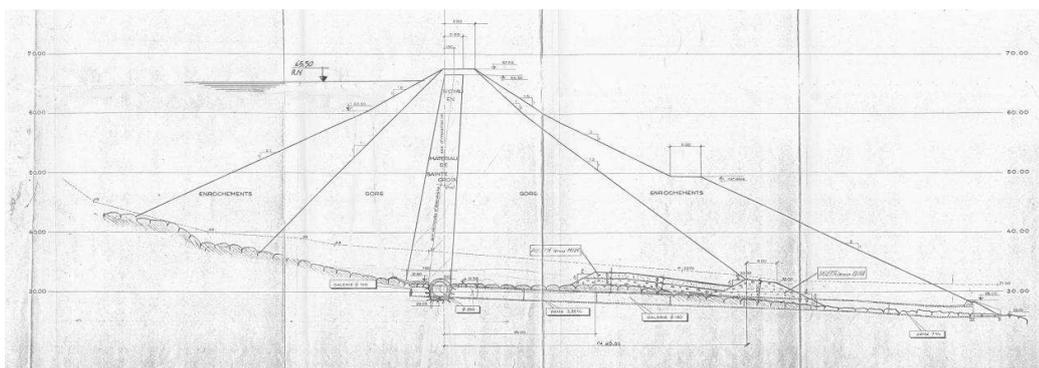


Figure 33 – Coupe transversale du barrage

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 197/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le corps du barrage est composé, depuis son centre :

- du noyau en remblai imperméable (terre argileuse compactée),
- de part et d'autre du noyau, de recharges intermédiaires en gore,
- d'une recharge talutée en enrochement de part et d'autre du gore.

L'ensemble est fondé sur le rocher et dispose d'un drainage des eaux d'infiltration.

Les principales caractéristiques sont :

- hauteur maxi = 42 m,
- longueur 150 m (au niveau de crête),
- largeur à la crête 5 m,
- largeur à la base 143 m,
- volume de retenue = 410 000 m<sup>3</sup> (retenue normale),
- surface de retenue = 4,2 ha (retenue normale).

Il est principalement équipé :

- d'un déversoir en amont qui a pour fonction l'évacuation des crues (composé d'une galerie verticale et horizontale),
- de galeries de visite du noyau central,
- d'un dispositif de prise d'eau haute et basse et d'une vidange de fond,
- d'une route en crête du barrage et d'une route d'accès sur le talus aval,
- d'une station de pompage en aval de l'ouvrage.

Le barrage des Moulinets n'a pas fait l'objet de modifications structurelles susceptibles de remettre en cause les exigences de comportement de l'ouvrage.

### 5.3.13.2 Niveau de séisme atteignable sans effet falaise

#### 5.3.13.2.1 Points d'intérêt et critères en relation avec les exigences

Le point d'intérêt du barrage est l'ouvrage dans sa globalité vis-à-vis de sa stabilité.

#### 5.3.13.2.2 Evaluation de la tenue du barrage et de ses composants sous séisme

Le barrage des Moulinets a été vérifié pour les situations accidentelles suivantes :

- stabilité de l'ouvrage en cas de séisme pour un plan d'eau à retenue normale,
- stabilité de l'ouvrage en cas de séisme combiné avec la crue d'occurrence décennale.

Lors de cette étude, le barrage des moulinets a été vérifié sur la base des données sismiques SDD 1979. Il ressort de cette étude des marges significatives de l'ordre de 1,30 sur l'ouvrage, soit un niveau sismique de magnitude 6,6 avec un coefficient de 1.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 198/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.14 Bassin Ouest

#### 5.3.14.1 Description

Le Bassin Ouest est un bassin mixte en déblai dans sa partie Nord et fermé par une digue en terre d'une hauteur de 3 mètres dans sa partie Sud, d'un volume global de 55 000 m<sup>3</sup> (30 000 m<sup>3</sup> de stockage à la base sont destinés au stockage d'eau brute et eau de lutte contre l'incendie, les 25 000 m<sup>3</sup> en partie supérieure correspondent aux récoltes d'eaux pluviales). Les talus ont une pente de 2 (horizontal) pour 1 (vertical).

Dans la digue Sud est incorporé le bâtiment de reprise, ouvrage à infrastructure béton armé, essentiellement constitué de voiles, et superstructure en charpente métallique.

L'ouvrage en béton armé est constitué de 6 alvéoles fermées côté bassin par des batardeaux. La stabilité de l'ensemble est assurée par une structure de reprise constituée de deux voiles longitudinales triangulaires liaisonnés à un radier commun de l'ouvrage.

Une route d'accès est prévue au Sud de la digue et un parking au Sud-Ouest de cette route.

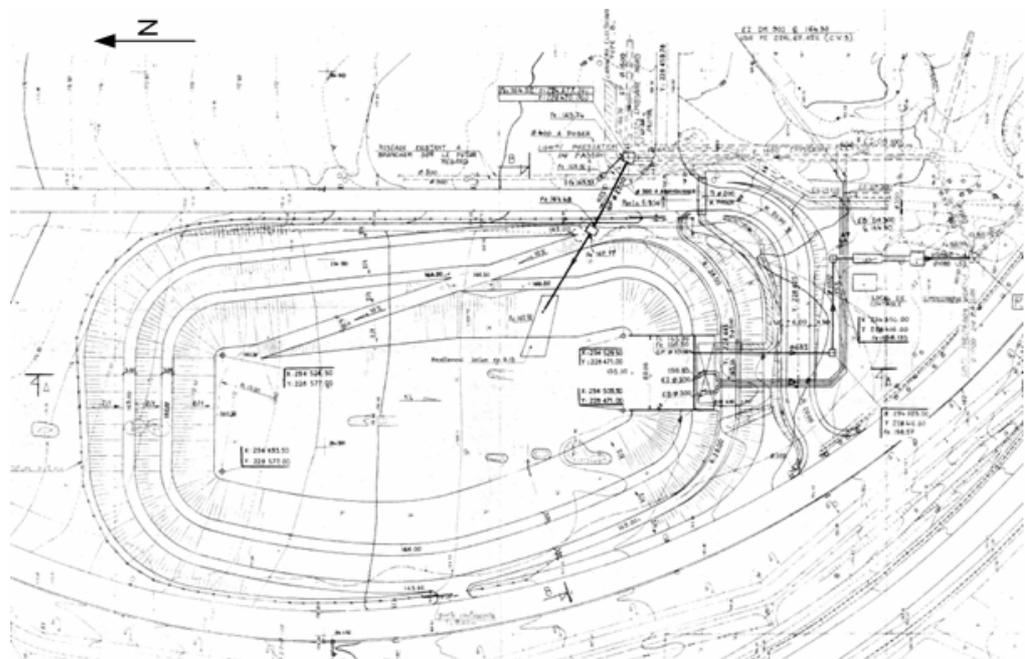


Figure 34 – Vue en plan bassin Ouest

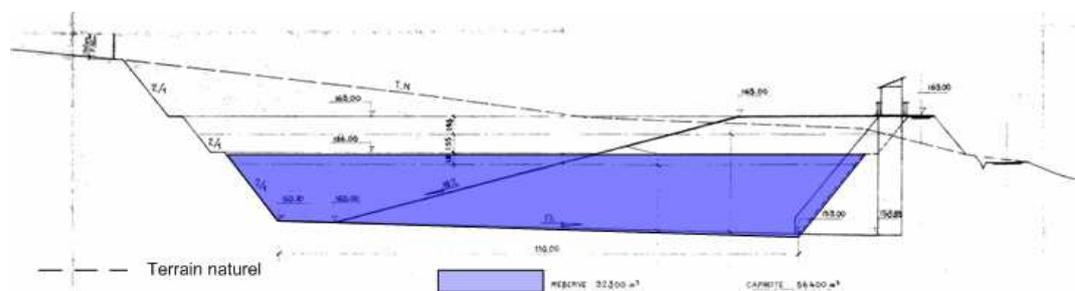
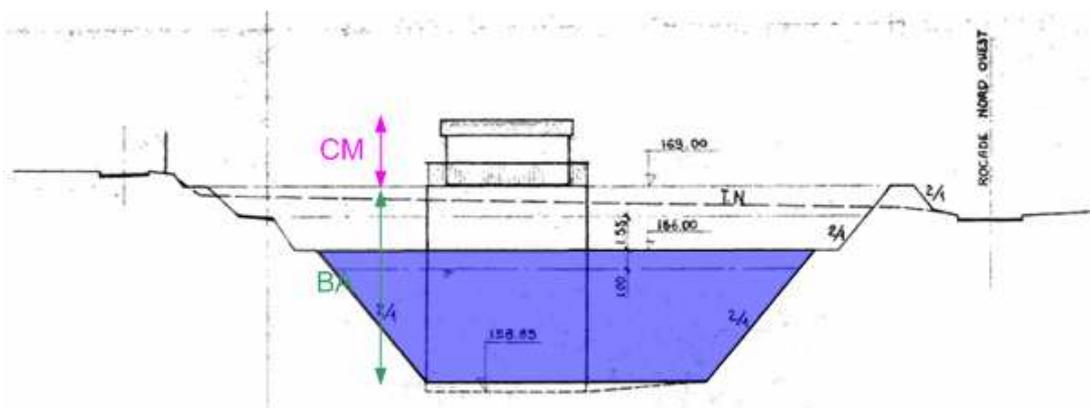


Figure 35 – Coupe longitudinale bassin Ouest

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 199/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011



**Figure 36 – Coupe transversale bassin Ouest**

L'ouvrage de reprise est non dimensionné au séisme. Il présente toutefois une bonne robustesse par la présence de deux voiles longitudinaux extérieurs connectés à un radier commun de l'ouvrage, pour assurer la stabilité de l'ensemble sous l'effet de la pression hydrostatique.

#### 5.3.14.2 Niveau de séisme atteignable sans effet falaise

La fonction « batardeau » de l'ouvrage de reprise est assurée par les fondations du bâtiment. Cet ouvrage enterré a été dimensionné en statique.

#### 5.3.14.3 Conclusion

##### Ouvrage béton

Bien que cet ouvrage ne soit pas dimensionné au séisme, sa conception présente une grande robustesse. Le niveau de séisme est de magnitude supérieure à 7,3. Par ailleurs, sa tenue n'est pas requise pour la tenue de la réserve.

##### Réserve inférieure 30 000 m<sup>3</sup>

La réserve de 30 000 m<sup>3</sup> est incluse dans le substratum rocheux du sol. Après séisme, il n'y a pas de risque de déversement.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 200/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.15 Bâtiments de la FLS

#### 5.3.15.1 Description

##### 5.3.15.1.1 Liste des bâtiments FLS

Pour assurer ses missions, la Force Locale de Sécurité a à sa disposition un certain nombre de bâtiments :

N° bât.	Désignation	Implantation	INB
3030	Bâtiment FLS	Sud, entre ACC et PPA1	117
3031	Ext. Nord FLS		117
3032	Garages FLS		117
3033	PC FLS		117
3034	Remise matériel		117
3035	Abri extincteurs		117
3039	Vestiaires FLS		117
3037	Maison du feu	Nord-Ouest, à proximité du bassin Nord-Ouest	117
3038	Complexe de formation incendie		117
3120	Chenil		117
3121	Chenil n°2		117
3304	Garage pompier site	Accès Site	116
3036	Poste d'accès au tunnel		116
3040	Poste d'entrée principale1		117
3303	Poste d'entrée principale2		116
3310	Poste de garde UP3	Accès clôtures sensibles	116
3081	Poste A UP2		33
3082	Ancien poste B		117
3083	Accueil poste A		33
3084	Poste V		33

**Tableau 45 - Liste des bâtiments FLS**

Seuls les bâtiments 3030 à 3033 font l'objet d'une analyse ci-après.

#### 5.3.15.1.2 Bâtiments 3030 et 3032

Les bâtiments 3030 et 3032 ne constituent qu'un seul ouvrage de type poteaux-poutres. Le cloisonnement est réalisé par des maçonneries ou parois légères, à l'exception du coffre fort au sous sol ou de la salle des archives à l'étage supérieur qui sont entourés d'un voile en béton armé d'une épaisseur comprise entre 150 et 300 mm.

Les bâtiments accueillent principalement des bureaux, des remises ou encore un garage.

Bloc de bâtiment, année de construction	FLS 3030 3032 - 1963	
	(E-O)	(N-S)
Dimensions en plan : largeur, longueur	<i>m</i> 18,00	54,00
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	<i>m</i> 10,00	0,56
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	<i>m</i> 4,00	
Masse avec et sans radier	<i>t</i>	
Pression sur le sol	<i>MPa</i>	
Joints avec ouvrages voisins, largeur	<i>m</i> 3031	

**Tableau 46 - Paramètres principaux des bâtiments FLS 3030 et 3032**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 202/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.15.1.3 Bâtiment 3031

Le bâtiment 3031 est fondé sur pieux et longrines. Sa structure est de type poteaux-poutres. Des voiles en béton armé sont présents en périphérie de l'ouvrage mais, tout comme les cloisons intérieures, ils n'assurent pas le contreventement de la structure (voiles secondaires), mais uniquement le cloisonnement.

Bloc de bâtiment, année de construction		FLS 3031 - 1984	
		(E-O)	(N-S)
Dimensions en plan : largeur, longueur	<i>m</i>	36,00	18,00
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	<i>m</i>	10,00	0,28
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	<i>m</i>	4,00	
Masse avec et sans radier	<i>t</i>		
Pression sur le sol	<i>MPa</i>		
Joints avec ouvrages voisins, largeur	<i>m</i>	3032	

**Tableau 47 - Paramètres principaux des bâtiments FLS 3031**

### 5.3.15.1.4 Bâtiment 3033

Le bâtiment 3033 est un bâtiment bardé en béton armé. Il est composé de 4 planchers principaux et d'une terrasse. D'épaisseur variable comprise entre 250 et 300 mm, ils sont constitués de pré-dalles reposant sur un réseau de poutres.

Les poutres du bâtiment, orientées dans le sens Est-Ouest, sont précontraintes. Les poutres reposent en appui simple.

Le bâtiment est contreventé par des voiles dans les deux directions. D'épaisseur variable comprise entre 250 mm et 300 mm, et faiblement armés, ces voiles assurent la descente des charges jusqu'au radier.

Bloc de bâtiment, année de construction		FLS 3033 - 1988	
		(E-O)	(N-S)
Dimensions en plan : largeur, longueur	<i>m</i>	37,30	46,30
Hauteur hors-tout, rapport hauteur / largeur	<i>m</i>	15,35	0,41
Hauteur enterrée, épaisseur du radier	<i>m</i>	9,65	
Masse avec et sans radier	<i>t</i>		
Pression sur le sol	<i>MPa</i>		
Joints avec ouvrages voisins, largeur	<i>m</i>		

**Tableau 48 - Paramètres principaux des bâtiments FLS 3033**

### 5.3.15.2 Qualité de la conception parasismique

#### 5.3.15.2.1 Bâtiments 3030 et 3032

Les bâtiments 3030 et 3032 ne sont pas de conception parasismique. Ils présentent une structure classique type poteaux-poutres.

#### 5.3.15.2.2 Bâtiment 3031

Le bâtiment 3031 n'est pas de conception parasismique. Il présente une structure classique type poteaux-poutres.

#### 5.3.15.2.3 Bâtiment 3033

Le bâtiment 3033 n'est pas de conception parasismique. Il présente une structure classique avec des voiles de contreventement dans les deux directions.

### 5.3.15.3 Maîtrise dans le temps de la configuration initiale

Sans Objet.

### 5.3.15.4 Risque d'interaction préjudiciable

Les bâtiments 3030 à 3033 sont voisins les uns des autres. Ils sont donc susceptibles d'interagir les uns sur les autres de manière directe ou indirecte.

### 5.3.15.5 Niveau de séisme atteignable sans effet falaise

#### 5.3.15.5.1 Points d'intérêts et critères en relation avec les exigences

- Bâtiment 3030, 3031 et 3032

Les points d'intérêt de ces ouvrages sont les structures poteaux-poutres.

- Bâtiment 3033

Les points d'intérêts sont les voiles de contreventement.

#### 5.3.15.5.2 Comparaison capacité / Demande de déformations des murs

En l'absence d'études sismiques détaillées, il n'est pas possible de statuer sur la tenue des points d'intérêts.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 204/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.15.5.3 Conclusion

Pour annoncer le niveau de séisme avant effet falaise, nous nous basons sur l'échelle EMS 98 d'évaluation des désordres possibles dans les ouvrages.

Le comportement du bâtiment FLS est jugé satisfaisant jusqu'à une magnitude de 5,3 correspondant à un niveau d'intensité de VII sur l'échelle MSK, ce qui correspond à la magnitude maximale du séisme observé dans la région.

Un séisme d'intensité VIII amène à des structures poteaux-poutres ou à des voiles de contreventement des dégâts de degré niveau 2 correspondant à des dégâts structuraux légers et des dégâts non structuraux modérés. L'absence de dispositions spécifiques internes, concernant par exemple la fixation des armoires et des équipements laisse à penser qu'à ce niveau de séisme, certaines fonctionnalités ne seront pas disponibles.

<b>Point d'intérêt</b>	<b>Exigence et critère</b>	<b>Niveau de séisme sans effet falaise (M pour D = 15 km)</b>
Structure poteaux-poutres Voiles de contreventement	Stabilité des bâtiments	5,3 (M correspondant au SMHV)

**Tableau 49 - Synthèse bâtiments FLS**

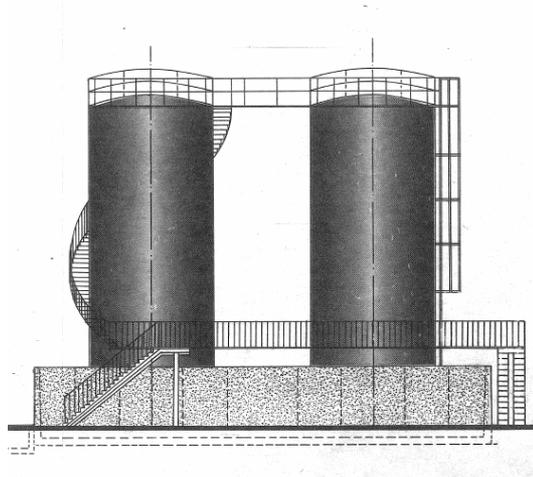
Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 205/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.16 Cuves de gazole de sauvegarde

#### 5.3.16.1 Cuves de gazole de sauvegarde – Génie civil

##### 5.3.16.1.1 Généralités

Les cuves de gazole de sauvegarde sont au nombre de deux, repérées « bac 20 » et « bac 21 ». Ces dernières sont cylindriques et fixées sur une infrastructure béton.



**Figure 37 – Vue d'ensemble de l'installation**

L'infrastructure béton a une emprise de 8,50 m (E/O) × 16,00 m. Elle est constituée d'un radier d'épaisseur comprise entre 1,10 m et 0,50 m, d'arase inférieure +170,30 m NGF. En périphérie de ce radier, on trouve un voile d'épaisseur moyenne 25 cm et de 2,55 m de haut, d'arase supérieure +173,25 m NGF.

Le radier est surmonté de deux massifs béton octogonaux, support des cuves de gazole, de 5,50 mètres de « diamètre intérieur » 5,48 m et d'arase supérieure +173,25 m.

Il peut être considéré comme un radier à épaisseur variable, dont les dimensions assurent une assise confortable pour un bon comportement sismique de l'ensemble « radier + cuves ».

Le support des cuves de gazole de sauvegarde n'a pas fait l'objet de modifications structurelles susceptibles de remettre en cause les exigences de comportement de l'ouvrage.

Il n'y a pas de risque d'interaction préjudiciable avec d'autres ouvrages.

##### 5.3.16.1.2 Niveau de séisme atteignable sans effet falaise

- Points d'intérêt et critères en relation avec les exigences :

Le point d'intérêt pour l'installation est le radier, l'exigence de stabilité des bâtiments.

- Analyse des points d'intérêts :

L'ouvrage est dimensionné au séisme.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 206/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.16.1.3 Conclusion

Point d'intérêt	Exigence et critère	Niveau de séisme sans effet falaise (M pour D = 15 km)
Radier support	Stabilité du radier	7,3 (> M de référence + 1,5)

**Tableau 50 - Synthèse Cuves de gazole de sauvegarde**

### 5.3.16.2 Cuves de gazole de sauvegarde – Matériel

Le gazole de sauvegarde est stocké dans deux réservoirs 20 et 21 liés chacun au Génie Civil par 16 tiges d'ancrage de diamètre 60.

Les deux réservoirs sont reliés en tête par une passerelle flexible. Ils sont identiques à l'exception des accès au toit. Les réservoirs 20 et 21 sont pourvus respectivement d'un escalier hélicoïdal et d'une échelle à crinoline.

Chaque réservoir est constitué :

- d'une robe de diamètre 4,5 m et de hauteur 9,5 m renforcée en tête par une cornière, à l'extérieur de laquelle sont fixés divers équipements : tuyauteries, escalier, et remplie totalement de gazole,
- d'un toit sphérique renforcé par une charpente sur lequel viennent se fixer la passerelle de liaison au réservoir adjacent, les passerelles radiales et la plateforme centrale, certaines tuyauteries et divers équipements tels que trou d'homme et indicateur de niveau.

La tenue sismique du corps du réservoir est justifiée par des calculs éléments finis.

Les tuyauteries et supportages sont dimensionnés suivant les cas de façon analytique ou par calculs.

Le fonctionnement mécanique des réservoirs (confinement) est opérationnel jusqu'à un spectre sismique en accélération supérieur à 1,4 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 6,2. Il n'est pas possible de positionner précisément l'effet falaise au-delà.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 207/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 5.3.17 Décanteuses Pendulaires Centrifuges T1/R1

Une Décanteuse Pendulaire Centrifuge (DPC) se compose :

- d'un rotor pendulaire comprenant principalement :
  - un bol tournant, en titane, composé d'une zone de décantation cylindrique à sa partie supérieure, et d'une zone de recueil annulaire à sa partie inférieure. La suspension du bol est assurée par une rotule élastique et amortissante pour permettre la stabilité du fonctionnement. Pour le décolmatage, des rampes à buses sont utilisées pour nettoyer l'ensemble du bol,
  - un arbre relié à un moteur grande vitesse (GV) pour la phase clarification et un moteur petite vitesse (PV) pour certaines séquences du décolmatage,
- d'une partie fixe comprenant la dalle de protection contre les rayonnements et une cuve fixée dessous et équipée de tubulures (alimentation, évacuation, évent). La vidange du bol de la DPC est effectuée au moyen de 4 siphons de vidange.

En mode sauvegarde, le décolmatage peut s'effectuer en pilotant, à partir de chaque tableau de repli, la mise en rotation de la DPC, l'ouverture et la fermeture des vannes d'alimentation des réservoirs d'eau sous pression d'azote 2001.86 (chaîne B) et 2001.82 (chaîne A).

Il est également possible, en cas d'indisponibilité des moteurs PV et GV, de démonter la tête mécanique de la décanteuse centrifuge et de réaliser une mise en rotation en manuel à l'aide d'une manivelle.

L'analyse de robustesse a porté sur les éléments suivants :

- les cuves décanteuses 2230-20 A et 2230-20 B ainsi que leurs piquages,
- les fixations au sol des armoires électriques,
- le rotor de la décanteuse,
- les réservoirs d'eau sous pression d'azote 2001-82 et 2001-86.

Le mode d'endommagement identifié est la tenue du rotor et de la partie fixe lors d'un éventuel choc pendant le séisme. Elle a été vérifiée expérimentalement et par calcul éléments finis. La comparaison des accélérations du SDD 79 avec le SDD 2001 à la fréquence de résonance du rotor en fonctionnement (de l'ordre de 3hz) permettent de dégager une marge supérieure à 2,4.

La fonction de décolmatage est opérationnelle au moins jusqu'à un spectre sismique en accélération supérieur à 2,4 fois le spectre de référence du site de La Hague. Ce niveau sismique correspond à un séisme de magnitude 6,6 suivant la fréquence de l'équipement. Il n'est pas possible de localiser précisément l'effet falaise au-delà.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 208/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 5.4 Identification des éléments aggravants

Les éléments aggravants en cas de séisme identifiés sont les suivants :

- incendie,
- perte des alimentations électriques,
- perturbation des conditions d'accès au site.

### 5.4.1 Incendie

L'apparition d'un incendie consécutivement à un séisme est prévenue par les principales dispositions constructives et circonstanciennes suivantes :

- limitation de la quantité des matériaux combustibles en utilisant au maximum dans la construction des matériaux dont la réaction au feu est M0 (incombustible), sinon M1 (non propagateur d'incendie), et des câbles électriques de degré de réaction au feu C1 (non propagateur d'incendie),
- présence d'encloisonnements coupe-feu des locaux/cellules présentant un risque significatif d'incendie (locaux électriques, électroniques, contenant des produits facilement inflammables...) ; le maintien de l'intégrité globale du génie civil (dimensionné au séisme de référence du site) avec un bon degré de robustesse permet de postuler le maintien de l'intégrité après séisme de ces encloisonnements également, de sorte que l'interaction avec des actions de remédiation serait limitée. Ceci pourra être conforté, suite au séisme, par des vérifications spécifiques sur les cas particuliers des clapets et portes coupe-feu ainsi que pour les cas spécifiques des voies d'accès aux locaux, objet d'actions de remédiation,
- présence de thermo-fusibles sur les clapets coupe-feu permettant l'isolement passif des ventilations des secteurs de feu,
- diminution très significative des sources d'ignition après séisme par arrêt vraisemblable de l'ensemble des alimentations électriques liées à l'exploitation.

### 5.4.2 Perte des alimentations électriques

La perte d'alimentations électriques est étudiée au chapitre 8.

### 5.4.3 Perturbations des conditions d'accès au site

En cas d'accident grave, l'Etablissement de La Hague fonctionnant en continu, du personnel est présent sur le site prêt à réagir.

De plus, l'Etablissement est situé dans une zone desservie par plusieurs axes de communication et des aires pour hélicoptères.

Enfin, l'Etablissement de La Hague dispose d'équipes d'intervention présentes sur le site pour maîtriser un accident grave. L'organisation de gestion de crise est détaillée au chapitre 9.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 209/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 5.5 Synthèse de l'analyse

Dans le cas des piscines d'entreposage des combustibles usés, l'analyse conduit à une évaluation de la robustesse des bâtiments de Génie-Civil, en particulier des voiles de bassin, élevée correspondant au minimum à une apparition d'un effet falaise pour un séisme de magnitude 6,4 et une intensité correspondante de VIII-IX sur l'échelle MSK. Au regard des paramètres du séisme de référence du site de La Hague, magnitude de 5,8 et intensité VII-VIII sur l'échelle MSK, cette robustesse rend peu plausible la survenance d'un événement sismique de nature à remettre en cause la stabilité du Génie-Civil et par là même l'inventaire en eau des bassins. Les Structures, Systèmes et Composants Clés assurant les fonctions de refroidissement et de confinement présentent un niveau de robustesse homogène ou supérieur au niveau minimal des bâtiments de Génie-Civil installations. Ce niveau de robustesse rend très peu plausible la ruine des équipements considérés dans le cas d'un événement sismique sur le site. Un scénario de perte de fonctionnalité de l'ensemble d'une famille d'équipements assurant une fonction active reste peu probable compte tenu de la redondance des équipements mais peut être considéré dans le cadre d'un scénario d'accident grave lié à un séisme hors dimensionnement. On recherchera comment suppléer à la fonction de refroidissement à partir d'une source alternative d'alimentation en eau.

Dans le cas des installations d'entreposage des produits de fission par analogie avec l'étude développée sur le bâtiment SPF6, l'analyse conduit à une évaluation de la robustesse des bâtiments de Génie-Civil correspondant à une apparition de l'effet falaise pour un séisme de magnitude 7,3 et une intensité correspondante de X sur l'échelle MSK. Au regard des paramètres du séisme de référence du site de La Hague, cela rend non plausible la remise en cause de la stabilité et de la fonction de confinement du génie-civil suite à la survenance d'un événement sismique. La robustesse des SSCC assurant les fonctions de refroidissement et de dilution de l'hydrogène de radiolyse correspond elle-même à un niveau très élevé d'une magnitude de 6,8 et d'intensité IX sur l'échelle MSK même si elle est inférieure à celle du Génie Civil. Cette robustesse rend très peu plausible leur ruine dans l'occurrence d'un événement sismique. Dans le cadre d'un scénario d'accident grave lié à un séisme hors-dimensionnement, on postulera donc une défaillance de ces fonctions liée à la non-fonctionnalité des équipements actifs et l'on recherchera comment en priorité on peut remédier à la perte de ces équipements par des solutions technologiques alternatives.

Comme indiqué au chapitre 4, d'autres installations que celles citées précédemment sont concernées par les priorités d'intervention dans un scénario d'accident grave.

Pour les bâtiments de Génie Civil, l'origine de la robustesse des installations provient majoritairement du conservatisme des méthodes de dimensionnement en particulier du fait du dimensionnement dans le domaine élastique linéaire qui n'est pas exigé dans le bâtiment usuel.

Dans le cas des ateliers des usines UP2-800 et UP3-A dimensionnés au séisme et construits entre 1982 et 1994, les méthodologies d'études et les procédures de contrôles de réalisation effectués par la maîtrise d'œuvre assistée d'un organisme de contrôle agréé ont été mises en œuvre de manière globalement similaires. Elles doivent conduire à un niveau de robustesse minimal correspondant à une magnitude de 6,8 et une intensité de IX sur l'échelle MSK vis-à-vis des exigences de stabilité, de manière similaire aux résultats mis en évidence sur le bâtiment de la piscine D et le bâtiment SPF6 :

- Ateliers BSI, DEDS, T0, T1, T2, T3, T4 et T7 de l'INB 116.
- Ateliers Extension BST1, R1, R2, R7, SPF5 de l'INB 117.
- Ateliers STE3A, STE3B, STE3T, MDSA, MDSB et DEEB de l'INB 118.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 210/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Pour les ateliers construits à partir de la deuxième moitié des années 1990, AREVA a fait évoluer dans sa méthodologie la prise en compte de marges dans les études au stade de la faisabilité et des avants projets sommaires pour obtenir une plus grande flexibilité dans la prise en compte de modifications potentielles au cours du projet. Ces évolutions correspondent au développement d'outils de modélisation spécifiques permettant d'approfondir le périmètre des études au stade le plus amont du projet et à l'intégration de marges forfaitaires supplémentaires. Elles doivent conduire à un niveau de robustesse plus élevé correspondant à une magnitude de 7,3 et une intensité de X sur l'échelle MSK pour les ateliers suivants :

- Atelier ACC, ECC de l'INB 116.
- Ateliers R4 de l'INB 117.

De même pour les équipements mécaniques et chaudronnés des ateliers d'UP2-800 et UP3-A, semblables en conception (principes de fonctionnement, choix des matériaux, classes de construction, dimensionnement par calcul au séisme et exigences associées) et réalisation, les conclusions des analyses de robustesse sont applicables.

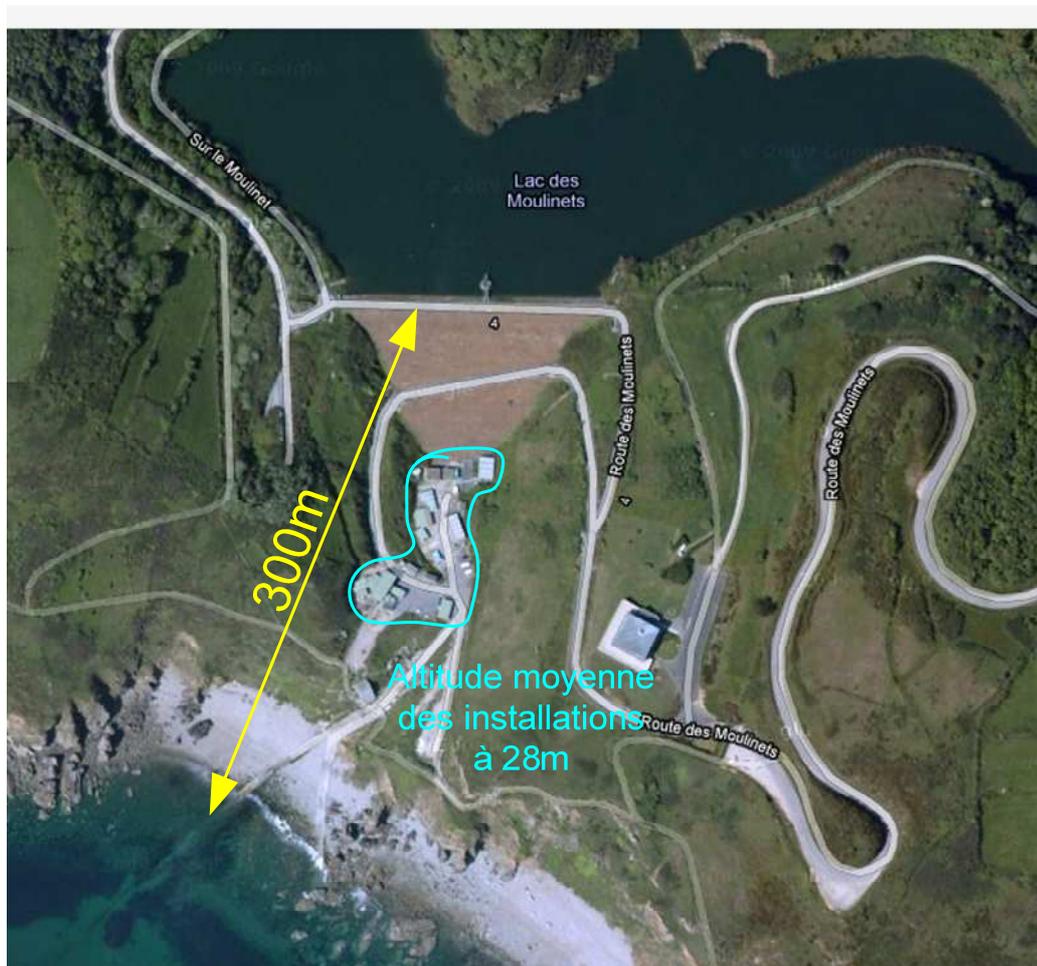
Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 211/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## CHAPITRE 6

# PROTECTION VIS-A-VIS DE L'INONDATION

Le risque d'inondation associé à un séisme, par création d'un tsunami, ne concerne que les installations situées à proximité du bord de mer, au niveau du barrage des Moulinets.

Le pied du barrage et les installations adjacentes sont implantés à une altitude d'environ 28 m NGF, soit 33 m au-dessus du niveau 0 des cartes marines.



**Figure 38 – Vue du barrage des Moulinets**

Ces installations sont situées à plus de 10 m au-dessus des plus hautes eaux envisageables (niveau de pleine mer de vive eau + surcote marine millénale + forte houle).

Par conséquent, il n'y a pas de risque d'inondation lié à un tsunami associé à un séisme.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 212/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

# CHAPITRE 7

## PROTECTION VIS-A-VIS DES AUTRES RISQUES NATURELS EXTREMES

---

### 7.1 Conditions météorologiques extrêmes liées à l'inondation

L'objet de ce chapitre est de présenter les éléments permettant d'évaluer, à partir de la situation de certaines installations, les facteurs du bâtiment et de son environnement, pouvant prévenir des impacts d'un phénomène pluvieux à caractère centennal sur ces installations.

#### 7.1.1 Données de conception et de dimensionnement

##### 7.1.1.1 Méthodologie de l'étude d'impact d'une pluie centennale

La méthodologie de l'étude comprend :

- la détermination des valeurs de pluies centennales à la borne supérieure à 95 %,
- le découpage sectoriel du site,
- le choix de la durée de pluie à prendre en compte,
- l'analyse de l'impact de la pluie :
  - . évacuation des eaux en terrasse des bâtiments,
  - . vérification de la capacité du réseau d'EP au sol
  - . prise en compte des débordements,
  - . analyse du risque encouru.

On rappelle que le dimensionnement initial du réseau a été effectué à partir des données d'un aléa d'une période de retour décennal, et que l'observation de l'impact d'une pluie centennale a été effectuée dans le but d'évaluer la robustesse et d'identifier les marges éventuellement disponibles sur le fonctionnement du réseau.

##### 7.1.1.2 Détermination de la pluie centennale

###### Type de pluie

On caractérise généralement le risque lié à la pluie par deux types d'aléas : l'aléa « PFI » Pluie brève et de Forte Intensité, et l'aléa « PRC » Pluie Régulière et Continue. Chacun de ces aléas répond à une problématique spécifique par rapport au dimensionnement et donc à la réévaluation d'un réseau d'évacuation d'eaux pluviales.

Le risque lié à une PFI est de mettre en charge certains tronçons du réseau d'évacuation des eaux pluviales qui ne seraient pas capables d'évacuer le débit issu d'une telle pluie.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 213/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

A La Hague correspond la problématique des capacités de stockage du site, dans les conditions où le rejet des eaux pluviales n'est plus possible. La PRC est donc généralement couplée à d'autres aléas tels que la Crue Fluviale (CF), la Crue de Bord de Mer par Surcote (CBMS) et la Nappe Phréatique (NP).

Le site de La Hague présente une configuration particulièrement favorable à l'écoulement des eaux vers l'extérieur. En effet, il comporte de part et d'autre de son étendu des dénivelés importants. Vu la situation particulière du site, à savoir l'absence de cours d'eaux le traversant et le fait d'être posé sur un « dôme » à 180 m au dessus du niveau de la mer, seule la capacité de mise en charge éventuelle de certains tronçons sera évaluée à travers une PFI de période de retour centennale.

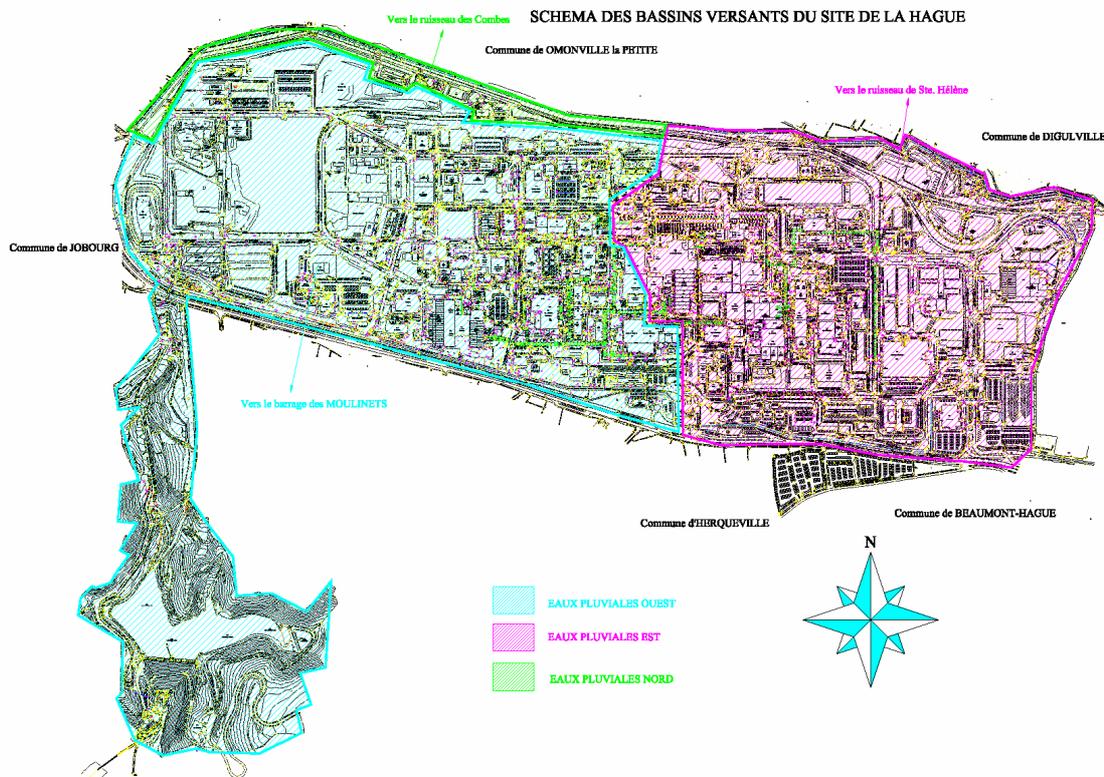
#### Caractérisation de la pluie centennale

La détermination des caractéristiques de la pluie centennale a été réalisée par une méthode statistique. Elle a consisté à déterminer les intensités de pluie, sur la base des données pluviométriques enregistrées par les stations météorologiques de GONNEVILLE et JOBOURG.

Le phénomène pluvieux pris en compte, représente une pluie, uniformément répartie, d'une intensité de 4 mm/minute pendant une durée totale de 6 minutes.

#### 7.1.1.3 Découpage sectoriel du site

D'un point de vue hydrologique, le site de La Hague se subdivise en trois bassins versants principaux avec trois exutoires naturels : vers les ruisseaux de La Sainte Hélène, des Combes et des Moulinets (comme illustré sur la figure ci-dessous). Le site ne reçoit pas les écoulements d'un bassin versant amont. En situation exceptionnelle, comme dans le cadre d'une pluie centennale, l'eau s'écoule vers ces exutoires naturels.

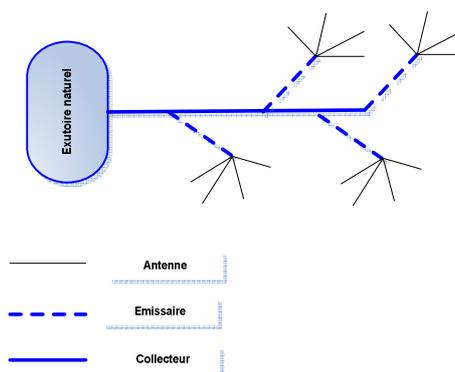


**Figure 39 – Principaux bassins versants du site de La Hague**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 214/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## Structuration du réseau

Une ligne de collecte des eaux pluviales peut, de façon schématique, être représentée selon la figure ci-dessous :



**Figure 40 – Schéma de principe de la structuration du réseau d'EP**

On distingue trois types de canalisations principales :

- **Les antennes de collecte** qui se ramifient en amont en systèmes de captage d'eau en surface (avaloirs, grilles, puisards...) et se connectent en général, aux émissaires principaux.
- **Les émissaires principaux** qui collectent les eaux provenant des antennes et les acheminent dans les collecteurs principaux.
- **Les collecteurs principaux**, sur lesquels débouchent les émissaires principaux, convoient les eaux vers les exutoires naturels.

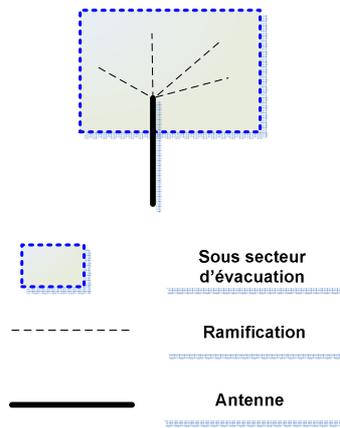
## Sectorisation

La problématique du fonctionnement d'un réseau d'eaux pluviales a été appréhendée sur la globalité d'un site. Afin de tenir compte de ces prescriptions, la surface du site est découpée en sous-secteurs d'évacuation des eaux. Ces derniers sont assimilables, dans l'esprit, à des sous-bassins versants.

Le principe de construction des sous-secteurs d'évacuation repose sur le fait que les points de captage (puisards, avaloirs, grilles ...) étant très nombreux, ils ne font pas systématiquement l'objet d'une prise en charge individualisée. Ils ont été regroupés en unités fonctionnelles, formées par leur prolongement jusqu'à une même antenne de collecte (ramifications).

Le domaine géographique entourant une telle unité fonctionnelle et ayant pour exutoire l'antenne de collecte des eaux de la zone est appelé Sous-Secteur d'Evacuation (SSE).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 215/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011



**Figure 41 – Structuration antenne**

Ce découpage sectoriel a été réalisé en fonction de la topographie du terrain et de la structuration des réseaux de canalisations

## 7.1.2 Analyse du risque

### 7.1.2.1 Définition des zones à risque

Une zone est considérée à risque si elle est le siège d'une conjonction de situations défavorables :

- les débits capables des canalisations servant à évacuer les eaux de ruissellement du ou des sous-secteurs associés à la zone doivent être globalement déficitaires,
- la configuration du site doit être favorable à une pénétration d'eau dans les points d'entrée des bâtiments sans protection particulière ou avec une protection insuffisante.

Une observation, des points présentant un risque d'entrée d'eau pour les bâtiments, a été faite indépendamment de toute donnée quantitative sur les effets de la pluie.

Après identification des entrées d'eau potentielles de chaque bâtiment, on évalue la capacité d'évacuation du réseau d'eaux pluviales sur le lieu d'implantation de l'installation considérée et on conclue sur les possibles entrées d'eau par ruissellement.

Lorsque la capacité d'évacuation du SSE, où sont situés les ouvrages à observer, est insuffisante, un risque de circulation d'eau de ruissellement aux abords des ouvrages de la zone est alors possible.

On calcule une hauteur d'eau, en considérant de façon très pénalisante que toute la quantité d'eau liée à un déficit s'accumule sur 10% de la surface du SSE, devant chaque accès potentiel, quelle que soit la topographie de la zone. Cette hauteur d'eau est comparée avec les hauteurs de seuil minimales des accès des ouvrages concernés.

On en déduit la marge disponible et lorsqu'un risque d'entrée d'eau est identifié, une mesure corrective est proposée.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 216/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 7.1.2.2 Evaluation des capacités du site

Toutes les capacités des SSE sont évaluées simultanément sur l'ensemble du site, suivant leur position hiérarchique dans le réseau et en tenant compte de toutes les interactions entre eux (notamment les transferts des eaux de ruissellement entre SSE lors d'une incapacité à évacuer les eaux de pluie)

Chaque SSE est examiné, de la partie du réseau la plus en aval jusqu'aux collecteurs principaux vers lesquels toutes les eaux évacuées sont acheminées.

Chaque installation nucléaire de base (INB) regroupe un certain nombre de SSE. Chaque INB a fait l'objet d'une étude particulière afin de déterminer les points à risques des ateliers sensibles. Ainsi pour chaque SSE de chaque INB on détermine :

- le débit de pluie reçu,
- le débit capable du SSE,
- les apports des canalisations situées en amont,
- les eaux de ruissellement cédées et reçues,
- le débit réel dans le tronçon associé.

### 7.1.3 Identification des structures, système et composant clés

L'analyse porte essentiellement sur les bâtiments ou ouvrages indiqués dans le tableau 51 ci-après :

Atelier	SSRE	SSBU Alimentation normale	Groupes de sauvegarde
SPF6	4300	4312	GE1 et GE2 de la SSBU 4302
Piscine C	2100	2101	GE10 et GE11 de la SSBU 2102
Piscine D	2100	2104	GE10 et GE11 de la SSBU 2102
Piscine E	2100	2105	GE10 et GE11 de la SSBU 2102
NPH	2100	2101	GE10 et GE11 de la SSBU 2102

**Tableau 51 - Liste des SSRE, SSBU et groupes de sauvegarde**

ainsi que le Bâtiment 501-9 comprenant les groupes de sauvegarde GE05 et GE06 concernant l'atelier T2D

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 217/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 7.1.4 Analyse de la robustesse des installations

### 7.1.4.1 Piscines CDE / NPH et SPF6

La piscine C est implantée sur deux SSE. La façade Nord est située sur un SSE dont la capacité est suffisante pour évacuer les eaux de pluie reçues, il n'y a donc pas de risque d'entrée d'eau dans l'atelier via cette façade.

La façade Sud est située sur un SSE déficitaire mais aucun accès ne représente un risque d'entrée d'eau dans l'atelier par cette façade.

La piscine D dépend d'un ensemble de SSE qui a la capacité suffisante pour évacuer les eaux de pluies reçues, il n'y a donc pas de risque d'entrée d'eau dans l'atelier.

La piscine E est implantée sur plusieurs SSE. La façade Sud est sur un SSE déficitaire, mais il n'y a aucun accès vers l'intérieur avec risque d'entrée d'eau du fait de la présence d'un réseau de drainage en pied de façade.

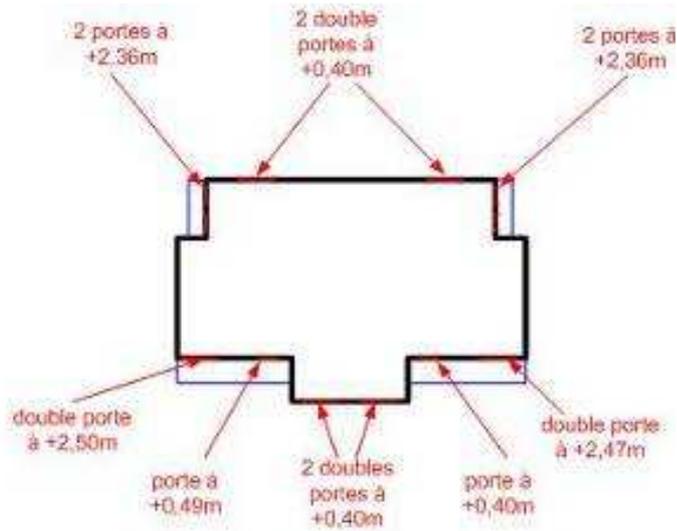
La façade Nord de la piscine est située sur un SSE déficitaire mais aucun accès n'a été identifié comme étant un risque d'entrée d'eau.

L'atelier NPH est implanté sur plusieurs SSE, l'examen des parties du réseau dont NPH dépend, révèle que la capacité est suffisante pour évacuer les eaux de pluie reçues par cette partie du site, il n'y a donc pas de risque d'entrée d'eau par les accès de cet atelier.

L'atelier SPF6 est implanté sur un SSE qui a les capacités suffisantes pour évacuer les eaux de pluie reçues, il n'y a donc pas de risque d'entrée d'eau dans cet atelier.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 218/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 7.1.4.2 Bâtiment SSRE 4300



**Figure 42 – Bâtiment SSRE 4300**

Le schéma ci-dessus donne un descriptif des voies d'accès au bâtiment SSRE 4300.

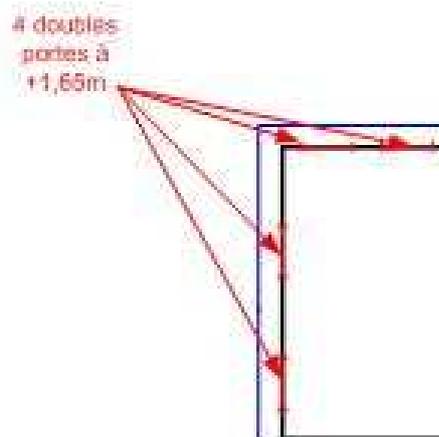
Les hauteurs de seuil des accès ont pour référence le terrain environnant. Le contour extérieur en trait fin représente des passerelles en béton armé, disposées en console, dont les arases supérieures sont à une hauteur de +2,36 m, +2,47 m et +2,50 m.

Les résultats des études d'impact d'une pluie centennale sur le site de La Hague montrent que le secteur où est située la SSRE 4300 dispose des capacités suffisantes pour évacuer les eaux dues à la pluie centennale.

Les hauteurs de seuil minimales des accès de la SSRE sont de 40 cm. Il n'y a pas de risque d'infiltration d'eau dans le bâtiment pouvant perturber le fonctionnement des équipements.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 219/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 7.1.4.3 Bâtiment SSBU 4312



**Figure 43 – Bâtiment SSBU 4312**

Le schéma ci-dessus fournit un descriptif des voies d'accès au bâtiment. SSBU 4312.

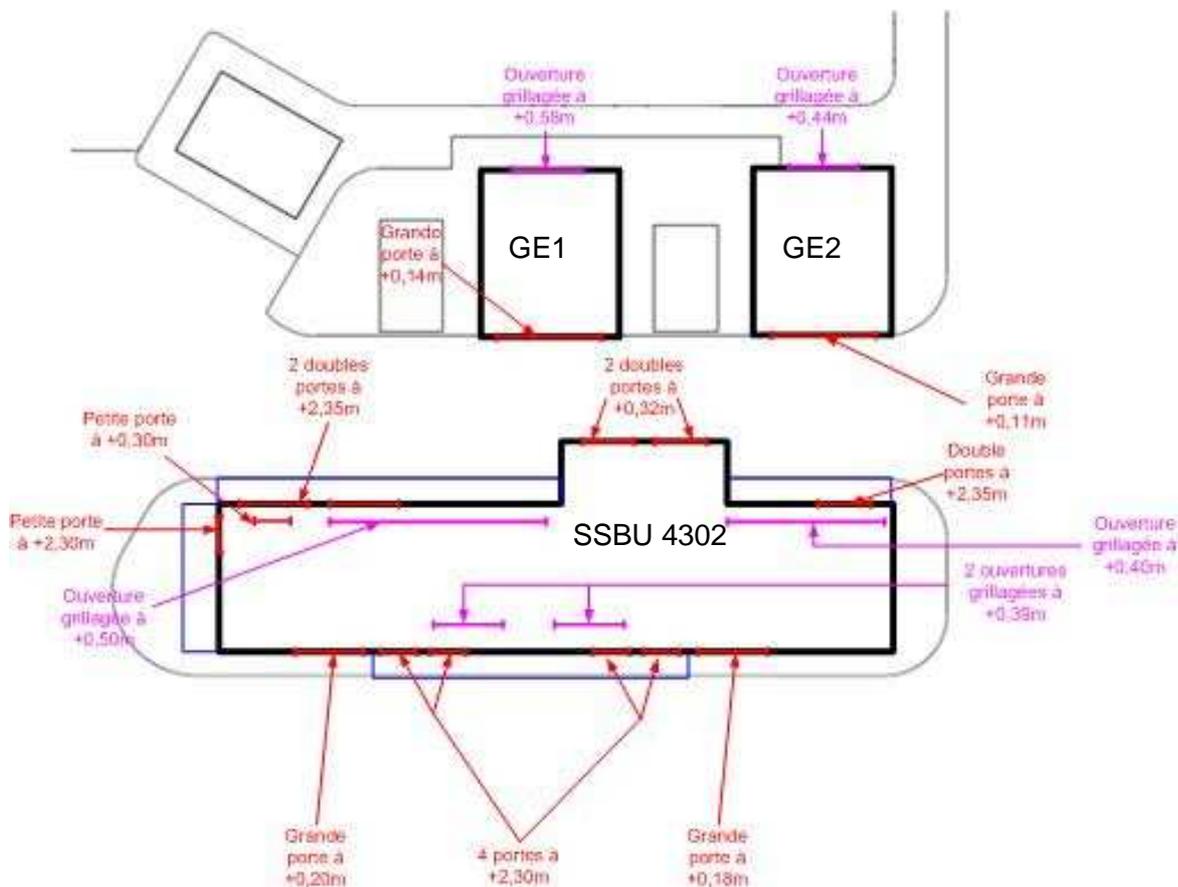
Le contour extérieur en trait fin représente des passerelles en béton armé, disposées en console, dont les arases supérieures sont à une hauteur de +1,65 m par rapport au terrain environnant.

Les résultats des études d'impact d'une pluie centennale sur le site de La Hague montrent que le secteur où est située la SSBU 4312 dispose des capacités suffisantes pour évacuer les eaux dues à la pluie centennale.

Les hauteurs de seuil minimales des accès de la SSBU sont de 1,65 m. Il n'y a pas de risque d'infiltration d'eau dans le bâtiment pouvant perturber le fonctionnement des équipements.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 220/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 7.1.4.4 Bâtiment SSBU 4302 et Groupes de sauvegarde GE1 et GE2



**Figure 44 – Bâtiment SSBU 4302 et Groupes de sauvegarde GE1 et GE2**

Le schéma ci-dessus fournit un descriptif des voies d'accès au bâtiment SSBU 4302 et aux groupes de sauvegarde 2452 (GE1) et 2453 (GE2).

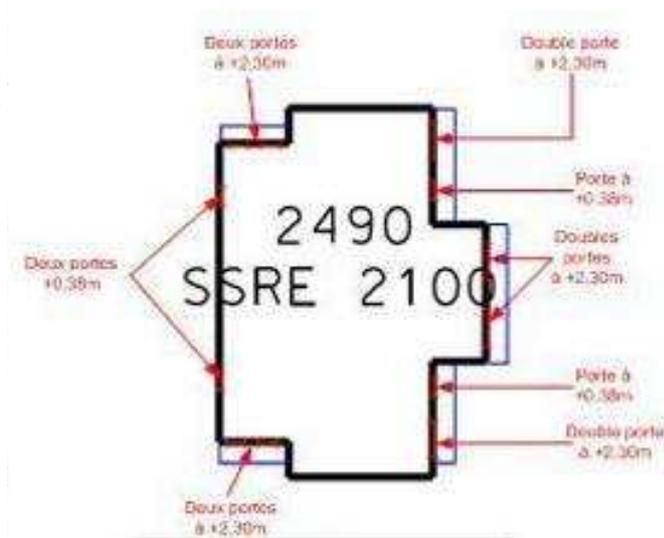
Le contour extérieur en trait fin représente des passerelles en béton armé, disposées en console, dont les arases supérieures sont à une hauteur de +2,30 m et 2,35 m par rapport au terrain environnant. Les traits violets représentent des ouvertures grillagées. Lorsque que des traits se trouvent à l'intérieur de la surface délimitant le SSBU 4302, cela signifie que ces accès (porte ou ouverture grillagée) sont superposés.

Les résultats des études d'impact d'une pluie centennale sur le site de La Hague montrent que le secteur où sont situés la SSBU 4302 et les groupes de sauvegarde 2452 et 2453 dispose des capacités suffisantes pour évacuer les eaux dues à la pluie centennale.

Les hauteurs de seuil minimales des accès de la SSBU 4302 sont de 18 cm et celles des groupes de sauvegarde 2452 et 2453 sont de 11 cm. Il n'y a pas de risque d'infiltration d'eau dans ces bâtiments pouvant perturber le fonctionnement des équipements.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 221/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 7.1.4.5 Bâtiment SSRE 2100



**Figure 45 – Bâtiment SSRE 2100**

Le schéma ci-dessus fournit un descriptif des voies d'accès au bâtiment SSRE 2100.

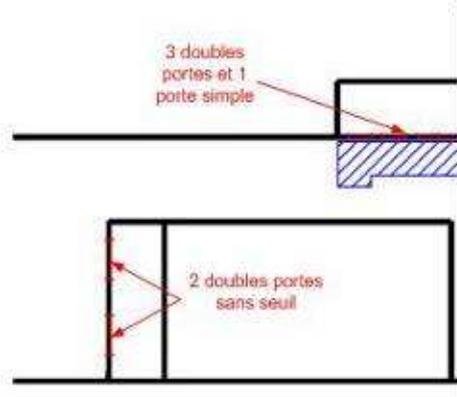
Les hauteurs de seuil des accès ont pour référence le terrain environnant. Le contour extérieur en trait fin représente des passerelles en béton armé, disposées en console, dont les arases supérieures sont à une hauteur de +2,30 m.

Les résultats des études d'impact d'une pluie centennale sur le site de La Hague montrent que le secteur où est situé la SSRE 2100 ne dispose pas des capacités suffisantes pour évacuer les eaux de pluie reçues. En considérant que l'ensemble des eaux de ruissellement se concentre sur 10 % de la surface du sous-secteur, la hauteur d'eau maximale calculée avoisine 10 cm.

Les hauteurs de seuil minimales des accès de la SSRE 2100 sont de 38 cm ce qui donne une marge de 3,8 par rapport à la hauteur d'eau. Il n'y a pas de risque d'infiltration d'eau dans le bâtiment pouvant perturber le fonctionnement des équipements.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 222/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 7.1.4.6 Bâtiments SSBU 2101 et SSBU 2105



**Figure 46 – Bâtiments SSBU 2101 et 2105**

Le schéma ci-dessus fournit un descriptif des voies d'accès aux bâtiments SSBU 2101 et SSBU 2105.

La zone hachurée devant la façade de la SSBU 2101 représente une surélévation en béton armé d'une hauteur de 40 cm par rapport au terrain environnant.

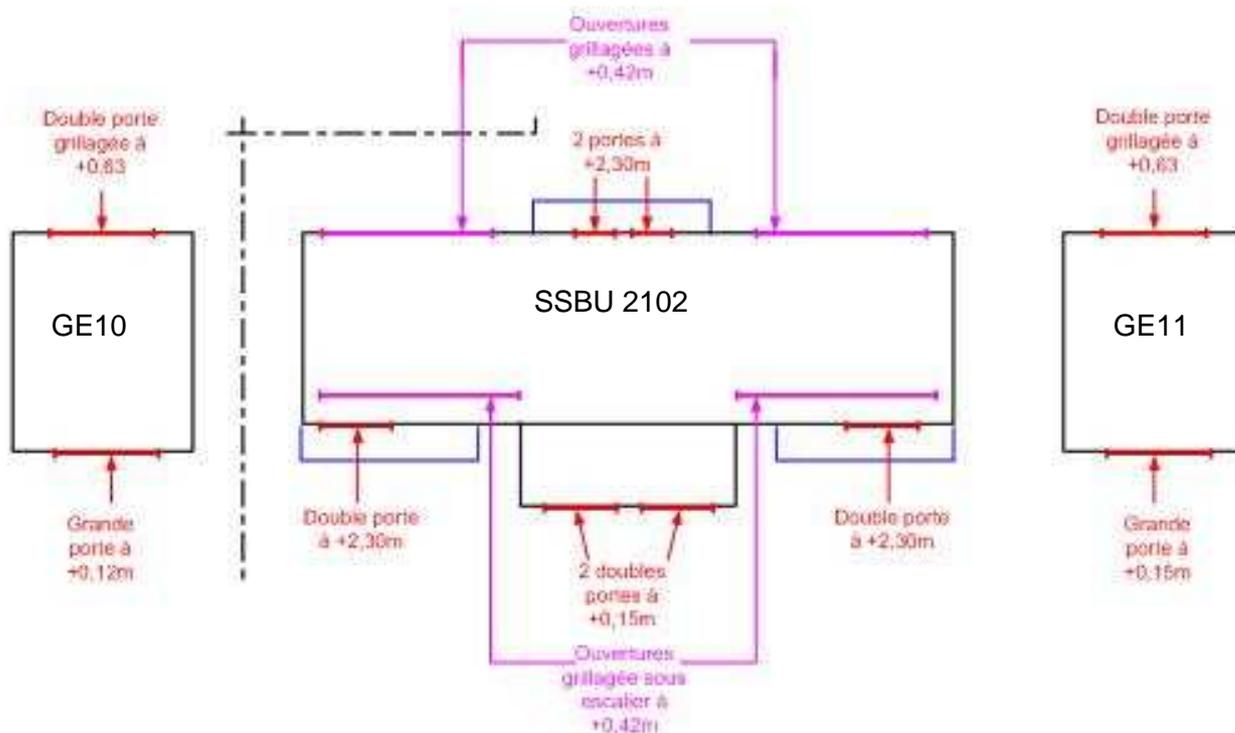
Les résultats des études d'impact d'une pluie centennale sur le site de La Hague montrent que le secteur où sont situées les SSBU 2101 et 2105 ne dispose pas des capacités suffisantes pour évacuer les eaux de pluie reçues.

En considérant que l'ensemble des eaux de ruissellement se concentre sur 10 % de la surface du sous-secteur, la hauteur d'eau maximale calculée avoisine 12 cm. La surélévation devant la SSBU 2101 donne une marge de 3,3 et prévient d'un risque d'entrée d'eau.

La SSBU 2105 est exposée à un risque d'entrée d'eau sur ses deux accès. La solution pour prévenir des désordres d'une éventuelle infiltration d'eau consiste à surélever les hauteurs de seuil des accès.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 223/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 7.1.4.7 Bâtiment SSBU 2102 et groupes de sauvegarde GE10 et GE11



**Figure 47 – Bâtiment SSBU 2102 et groupes de sauvegarde GE10 et GE11**

Les schémas ci-dessus donnent l'implantation sur le site de La Hague des bâtiments SSBU 2102 et des groupes de sauvegarde GE 10 et GE 11, ils fournissent également un descriptif des voies d'accès au bâtiment.

Le contour extérieur en trait fin représente des passerelles en béton armé, disposées en console, dont les faces supérieures sont à une hauteur de +2,30 m. Toutes les autres hauteurs de seuil des accès ont pour référence le terrain environnant.

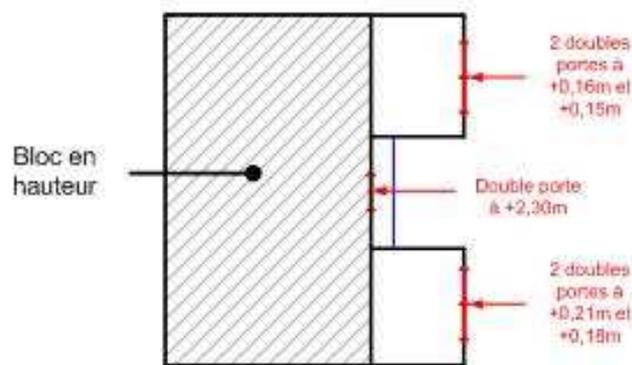
Les résultats des études d'impact d'une pluie centennale sur le site de La Hague montrent que le secteur où sont situés la SSBU 2102 et les groupes de sauvegarde, ne dispose pas des capacités suffisantes pour évacuer les eaux de pluie reçues.

En considérant que l'ensemble des eaux de ruissellement se concentre sur 10 % de la surface du sous-secteur, la hauteur d'eau maximale calculée avoisine 13 cm. Le seuil de l'accès sur la façade sud du groupe de sauvegarde 1707 est inférieur à cette hauteur.

De même, les seuils des deux doubles portes sur la façade Sud de la SSBU 2102 (au centre) et la grande porte au Sud du groupe de sauvegarde 1706 ne disposent que de peu de marge par rapport à la hauteur d'eau calculée (2 cm). Rehausser les seuils de ces quatre accès de 5 cm au minimum garantirait la sécurité des installations face à un risque d'entrée d'eau.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 224/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 7.1.4.8 Bâtiment SSBU 2104



**Figure 48 – Bâtiment SSBU 2104**

Les schémas ci-dessus donnent l'implantation sur le site de La Hague du bâtiment SSBU 2104, ils fournissent également un descriptif des voies d'accès au bâtiment.

Le trait fin représente une passerelle en béton armé, disposée en console, dont la face supérieure est à une hauteur de +2,30 m. Toutes les autres hauteurs de seuil des accès ont pour référence le terrain environnant.

La SSBU 2104 est en contact direct avec le bâtiment T0 et est disposé à une hauteur de 2,30 m. Il n'y a donc pas de risque d'entrée pour cet ouvrage.

Les résultats des études d'impact d'une pluie centennale sur le site de La Hague montrent que le secteur où est située la SSBU 2104 ne dispose pas des capacités suffisantes pour évacuer les eaux de pluie reçues.

En considérant que l'ensemble des eaux de ruissellement se concentre sur 10 % de la surface du sous-secteur, la hauteur d'eau maximale calculée avoisine 8 cm. Les seuils des accès sur la façade ont une hauteur minimale de 15 cm. La hauteur des seuils donne une marge disponible d'environ 2.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 225/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 7.1.4.9 Bâtiment 501-9

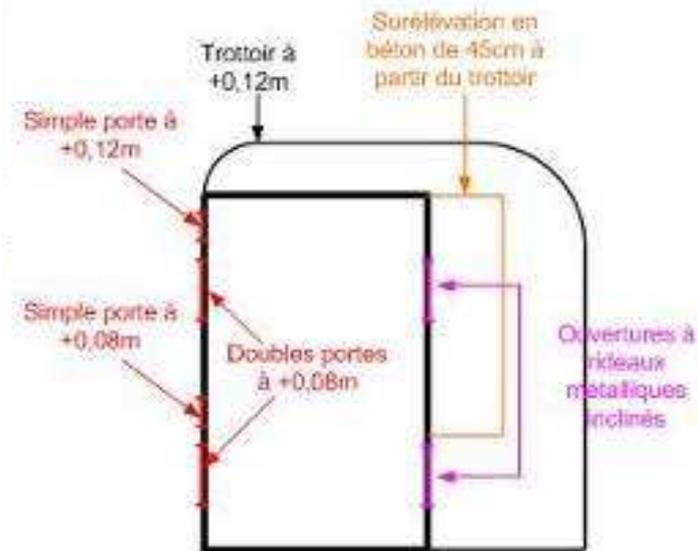


Figure 49 – Bâtiment 501-9

Le schéma ci-dessus fournit un descriptif des voies d'accès au bâtiment 501-9 abritant les groupes de sauvegarde GE 05 et GE 06 des blocs C et D de l'atelier T2.

Cet ouvrage est situé sur une frontière entre deux SSE. Les résultats des études d'impact d'une pluie centennale sur le site de La Hague montrent que le SSE où est située la majeure partie de la surface du bâtiment 501-9, ne dispose pas des capacités suffisantes pour évacuer les eaux de pluie reçues.

Cependant, aucune accumulation d'eau n'est possible aux abords du bâtiment, premièrement parce qu'il est en contrebas d'un décrochement d'environ 1,50 m de haut et deuxièmement parce que la zone qui l'entoure présente uniquement des pentes qui partent du bâtiment en s'éloignant.

Il n'y a donc aucun risque d'entrée d'eau dans l'ouvrage.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 226/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 7.1.4.10 Bilan

La majorité des seuils des accès des bâtiments observés présente une marge de sécurité suffisante vis-à-vis du risque d'entrée d'eau lié au phénomène de pluie centennale. L'ensemble des voies de circulation du site reste accessible aux véhicules des services de secours en cas d'intervention.

Le tableau 52 ci-après récapitule les ouvrages observés.

Ouvrage	Capacité d'évacuation de la zone sous pluie centennale	Accès impactés	Risque d'infiltration d'eau	Hauteur de seuil la plus faible (cm)	Hauteur d'eau estimée (cm)	Ratio	Nécessité de travaux mineurs
Piscine C	suffisante	oui	non	-	-	-	non
Piscine D	suffisante	oui	non	-	-	-	non
Piscine E	insuffisante	non	non	-	-	-	non
NPH	suffisante	non	non	-	-	-	non
SPF6	suffisante	oui	non	-	-	-	non
SSRE 4300	suffisante	oui	non	-	-	-	non
SSBU 4312	suffisante	oui	non	-	-	-	non
SSBU 4302 + Gp sauvegarde	suffisante	oui	non	-	-	-	non
SSRE 2100	insuffisante	oui	oui	38	10	3,8	non
SSBU 2101	insuffisante	oui	oui	40	12	3,3	non
SSBU 2105	insuffisante	oui	oui	0	12	0	oui
SSBU 2102 et Gp sauvegarde	insuffisante	oui	oui	12	13	0	oui
SSBU 2104	insuffisante	oui	oui	15	8	1,88	non
Bâtiment 501-9	insuffisante	oui	non	-	-	-	non

**Tableau 52 - Synthèse de l'analyse des bâtiments vis-à-vis du risque d'inondation**

**Nota :** Les colonnes « Hauteur de seuil la plus faible » et « Hauteur d'eau estimée » sont renseignées uniquement lorsque les capacités d'évacuation dans la zone sont insuffisantes et un accès est présent. Sinon l'aléa est nul.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 227/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les résultats du tableau 52 ont été obtenus avec une précipitation de période de retour centennale associée à une intensité de 4 mm/min pendant 6 minutes, soit une précipitation totale de 24 mm.

Lorsque la hauteur du seuil d'un accès est jugée insuffisante, des travaux pour rehausser les hauteurs de seuil des accès sont nécessaires. Les SSBU 2102 et SSBU 2105 sont concernés.

Le phénomène pluvieux qui submergerait le seuil présentant la marge physique la plus faible (sur le SSBU 2104, ratio : 1,88), correspond à une précipitation de 42,8 mm sur 6 minutes. Ce qui, selon une analyse statistique, représente un phénomène pluvieux d'une période de retour de  $10^{-5}$  ans.

Globalement, la sécurité est garantie vis-à-vis du risque d'inondation des installations étudiées.

### 7.1.5 Identification des éléments aggravants pour les scénarios

Les scénarios, pouvant avoir un impact notable sur l'examen du risque d'inondation des installations précitées, seraient une sous-estimation de la capacité d'évacuation des eaux pluviales, liée à un mauvais fonctionnement des points de captage des eaux, ou à des désordres limitant la capacité des canalisations :

- avaloirs et grilles d'eau pluviale bouchés,
- canalisations ou exutoires obstrués,
- perte de la fonction de pompage assurant le rabattement des nappes phréatiques.

Ces situations peuvent être aisément évitées par application d'une mesure préventive, visant à assurer l'entretien régulier des éléments du réseau, afin d'assurer de façon pérenne le débit capable des canalisations et la pleine fonctionnalité des points de captage.

Concernant la perte de la fonction de pompage assurant le rabattement des niveaux des nappes phréatiques, la remontée de niveau d'une nappe est un phénomène très lent (plusieurs semaines), ce qui laisse un délai suffisant pour éviter tout impact sur les bâtiments.

## 7.2 Cumul d'un séisme dépassant le séisme de dimensionnement et d'une inondation induite

Dans le cas d'un séisme dépassant le séisme de dimensionnement, aucune inondation induite de type tsunami n'est à redouter, compte tenu de l'altitude d'implantation des différentes installations par rapport au niveau de la mer.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 228/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 7.3 Conditions météorologiques extrêmes liées au vent

Les actions climatiques du vent sont définies par les règles NV 65 révisées 1967, 1970, 1976, selon la date de constructions des différents ouvrages.

L'action retenue concernant les pressions dynamiques de base à 10 m du sol pour les ouvrages du site de La Hague est un vent extrême :  $P = 157,5 \text{ daN.m}^{-2}$  (1575 Pa).

Le réexamen décennal de sûreté des INB 116, 117 et 118 concernant les actions de vent a eu pour objet la vérification des structures métalliques sous les conditions climatiques extrêmes spécifiquement définies pour le site de la Hague. La pression dynamique prise en compte correspond à la vitesse de vent extrême représentative de l'historique du site. La pression dynamique considérée est de  $199 \text{ daN.m}^{-2}$ , correspondant à une majoration de 25% de la pression dynamique de dimensionnement. En dehors de cette valeur particulière, les calculs ont tenu compte de la révision, en avril 2000, des règles de calcul dites « NV 65 » définissant les effets du vent sur les constructions.

Concernant les tornades développées dans les environs du site de La Hague, 2 phénomènes tendent à en limiter l'action sur le site :

- la rugosité du site industriel (densité des ouvrages),
- l'altimétrie du site entraînant une perte de puissance de la tornade.

La puissance de la tornade envisageable ne permettrait pas de projeter des missiles au dessus du niveau de 3 m. A cette altitude, aucune cible n'est identifiée mise à part les ouvrages eux-mêmes.

Or, les ouvrages abritant les fonctions importantes pour la sûreté sont en béton armé d'une épaisseur moyenne de 50 cm, dimensionnés notamment pour résister à un missile de type moteur d'avion de tourisme.

### 7.4 Conditions météorologiques extrêmes liées à la neige

Les actions concernant les surcharges de neige pour le site de La Hague sont définies par les règles NV 65 révisées 1967, 1970, 1976 et N84 pour les bâtiments construits après 1987.

Les actions retenues concernant les surcharges de neige extrêmes pour les ouvrages construits après 1976 sont :

- surcharge extrême :  $60 \text{ daN.m}^{-2}$  (600 Pa).

Le réexamen décennal de sûreté des INB 116, 117 et 118 concernant les actions de neige a eu pour objet une réévaluation des structures métalliques avec des conditions d'accumulation plus sévères à proximité des acrotères ou des décalages de terrasses ainsi que l'ajout d'un cas de neige accidentel.

Les capacités de déneigement disponibles sur le site permettent de garantir la possibilité de circulation sur les axes principaux et de traiter les besoins particuliers.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 229/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 7.5 Conditions météorologiques liées à la foudre

L'ensemble des bâtiments des INB du site est équipé d'une protection contre la foudre, conformément à l'arrêté du 28 janvier 1993 et à la norme C17-100 de février 1987.

Lors de mise en conformité des installations par rapport à la norme citée ci-avant, la démarche suivante a été appliquée pour chaque bâtiment concerné :

- détermination d'un niveau de protection en fonction des critères de sûreté,
- en fonction du niveau de protection retenu, réalisation de compléments d'installation et/ou d'adaptations sur les installations parafoudre existantes,
- contrôle, par un organisme agréé, de l'ensemble des travaux réalisés.

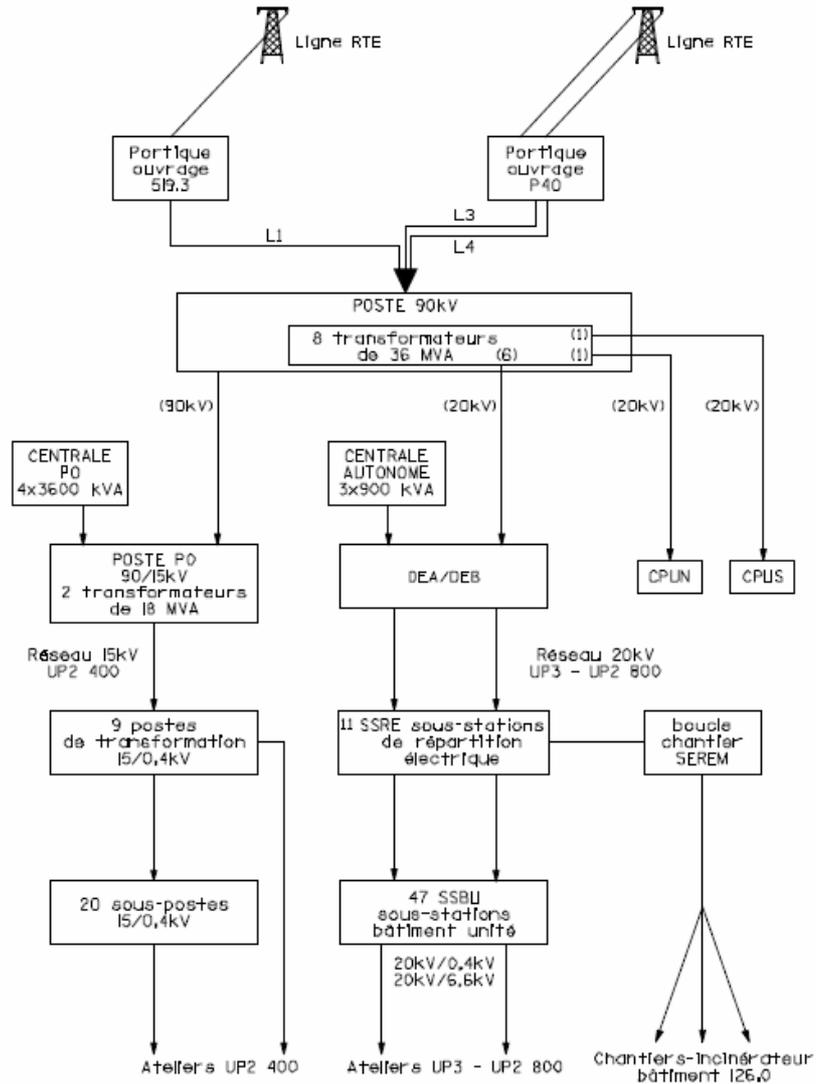
Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 230/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

# CHAPITRE 8

## PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES ET/OU DE LA SOURCE FROIDE

### 8.1 Perte de l'alimentation électrique

Le réseau électrique de l'Etablissement AREVA La Hague est schématisé sur la figure ci-après et détaillé aux chapitres suivants.



**Figure 50 – Architecture de la distribution de l'énergie électrique de l'Etablissement AREVA La Hague**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 231/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 8.1.1 Poste P90

Le poste P90, au Nord-Est, est le point d'entrée et de distribution du site des lignes extérieures haute tension RTE (Réseau de Transport de l'Electricité). Il y arrive deux lignes distinctes, complétées par le raccordement à une troisième ligne RTE de secours pouvant, en cas de besoin, fournir une alimentation à puissance réduite.

#### Fonctions de l'installation

Le poste P90 a pour fonctions :

- de réceptionner le courant électrique 90 kV fourni par RTE,
- d'alimenter en courant électrique 90 kV les 2 transformateurs 90 kV / 15 kV de 18 MVA du poste P0 pour UP2-400,
- d'abaisser la tension à 20 kV via 8 transformateurs de 36 MVA repartis selon :
  - . 3 + 3 pour alimenter respectivement les sous-stations de la voie A et B pour UP3-A et UP2-800 (DEA et B),
  - . 2 pour des installations annexes non nucléaires.

#### Principe d'alimentation sur l'Etablissement

L'alimentation électrique sur l'Etablissement est constituée de deux voies semblables, séparées physiquement et redondantes. Ces deux voies d'alimentation sont indépendantes et chacune d'elles est dimensionnée pour la puissance totale à fournir.

En cas de défaut sur un des éléments constituant une voie d'alimentation, des moyens de couplages automatiques, télécommandés ou manuels à différents niveaux permettent le secours de l'élément défaillant par l'utilisation de son équivalent sur l'autre voie.

### 8.1.2 Distribution électrique d'UP2-400

#### 8.1.2.1 Réseau 15 kV

##### Fonctions de l'installation

Le réseau 15 kV a pour fonctions de recevoir, transformer et distribuer l'énergie électrique provenant du poste P90 aux unités de l'usine UP2-400 et aux installations qui lui sont raccordées.

Le réseau 15 kV comporte :

- un poste extérieur 90 / 15 kV situé au Nord du site,
- un poste P0 de distribution principale 15 kV qui a pour fonctions de transformer et de distribuer en 15 kV, selon deux voies A et B, l'énergie électrique aux postes,
- une Centrale P0 de secours,
- 9 postes de distribution électrique répartis sur le site. Les postes ont pour fonction :
  - . d'amener l'énergie électrique 15 kV aux sous-postes,
  - . de transformer puis de distribuer l'énergie électrique basse tension 0,4 kV,

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 232/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- 18 sous-postes de distribution électrique répartis sur le site, alimentés par les postes, à l'exception de 3 sous-postes alimentés en basse tension à partir de tableaux de distribution,
- l'ensemble des liaisons et raccordements électriques.

#### Principe de distribution sur le réseau 15 kV

La distribution électrique sur le réseau 15 kV repose sur une alimentation des postes, des sous-postes et des installations desservies, suivant le principe appliqué sur l'Etablissement de la double alimentation par 2 voies distinctes, antennes boucles ou autre.

### 8.1.2.2 Centrale P0

#### Rôle de la Centrale P0 de secours

La Centrale P0 de secours, implantée dans le poste P0, assure la production d'énergie électrique de secours du réseau 15 kV pour pallier la perte du réseau RTE.

#### Principe de fonctionnement de la Centrale P0 de secours

En cas de perte de l'alimentation électrique issue du réseau RTE, la Centrale P0 de secours démarre automatiquement au bout de 10 secondes d'absence d'alimentation par le réseau RTE.

Elle fournit directement de l'énergie électrique en 15 kV à partir de 4 groupes électrogènes diesel d'une puissance unitaire de 3600 kVA, disposés deux par deux dans deux halls différents.

Les moteurs des groupes sont alimentés en fioul domestique. Une réserve minimum de 470 m<sup>3</sup>, commune aux réseaux 15 et 20 kV, est maintenue, par deux cuves de fioul situées à l'Ouest du poste P0, pour pouvoir couvrir une panne du réseau RTE d'une durée maximum de 3 jours.

Chaque groupe dispose d'une installation de démarrage par air comprimé prévu pour 5 démarrages à partir de leurs réservoirs d'air, d'une alimentation en fioul domestique, de 3 circuits d'eau et d'un circuit d'huile.

### 8.1.2.3 Groupes électrogène de 3<sup>ème</sup> secours

Les groupes électrogènes de 3<sup>ème</sup> secours sont destinés à maintenir les fonctions de sûreté en cas de perte prolongée du réseau 15 kV, c'est-à-dire suite à la défaillance du réseau RTE et de la Centrale P0.

Les 3 groupes de 3<sup>ème</sup> secours sont les suivants :

- 2 groupes électrogènes rattachés à l'atelier HA/PF,
- 1 groupe électrogène rattaché à l'atelier HAO/Sud (silo).

La mise en route de ces groupes se fait en local depuis leur tableau de commande.

Les groupes électrogènes de l'atelier HA/PF disposent d'une autonomie de 4 heures assurée par la capacité de leur réservoir de fioul domestique qui alimente le moteur de chaque groupe.

Leur alimentation en fioul s'effectue selon le plan de ravitaillement du site par citerne mobile.

Le groupe électrogène du silo dispose d'une autonomie de 5 heures grâce à son réservoir de fioul.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 233/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 8.1.3 Distribution électrique d'UP2-800 et d'UP3-A

### 8.1.3.1 Réseau 20 kV

#### Fonctions de l'installation

Le réseau 20 kV du site alimente, à partir du Poste P90, puis selon les deux voies A et B des sous-stations, les Sous-Stations de Répartition Electrique (SSRE) avant d'être distribué dans les ateliers des usines UP2-800 et UP3 via des Sous-Stations Bâtiment Unité (SSBU).

Le réseau 20 kV comporte :

- deux sous-stations de distribution d'énergie DEA et DEB, recevant l'énergie électrique soit du poste P90, ou de Centrale Autonome de secours,
- une Centrale Autonome de secours,
- l'ensemble des SSRE alimenté par les sous-stations DEA et DEB via 6 tableaux de distribution haute tension,
- l'ensemble des SSBU associées aux ateliers, alimenté par les SSRE. Les SSBU alimentent les ateliers après transformation de l'énergie électrique,
- l'ensemble des liaisons et raccordements électriques

#### Principe de distribution sur le réseau 20 kV

Les 2 voies de distribution indépendantes (A et B) en configuration normale, peuvent se suppléer mutuellement par l'intermédiaire de couplage.

### 8.1.3.2 Centrale Autonome

#### Rôle de la Centrale Autonome

La Centrale Autonome assure la production d'énergie électrique de secours du réseau 20 kV pour pallier la perte du réseau RTE.

L'énergie électrique fournie par la Centrale Autonome permet la mise en état sûr des installations alimentées par le réseau 20 kV.

#### Principe de fonctionnement de la Centrale Autonome

En cas de perte de l'alimentation électrique issue du réseau RTE, la Centrale Autonome démarre automatiquement au bout de 10 secondes d'absence d'alimentation par le réseau RTE

Elle fournit directement de l'énergie électrique en 20 kV à partir de 3 groupes électrogènes diesels de 900 kVA chacun.

Les moteurs des groupes sont alimentés en fioul domestique. Une réserve minimum de 470 m<sup>3</sup>, commune aux réseaux 15 et 20 kV, est maintenue, par deux cuves de fioul situées à l'Ouest du poste P0, pour pouvoir couvrir une panne du réseau RTE d'une durée maximum de 3 jours.

Chaque groupe est équipé d'une installation de démarrage par air comprimé prévu pour 5 démarrages à partir de leurs réserves d'air. Les moteurs disposent de circuits auxiliaires pour l'une alimentation en fioul domestique, pour les échanges thermiques et pour la lubrification.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 234/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 8.1.3.3 Groupes de sauvegarde

Les groupes électrogènes de sauvegarde sont destinés à maintenir les fonctions de sûreté à la suite d'une perte prolongée du réseau 20 kV, c'est-à-dire suite à la défaillance du réseau RTE et de la Centrale Autonome.

Des groupes de sauvegarde équipent les ateliers suivants :

- NPH, T0 et refroidissement piscines C, D et E,
- R1 et R7,
- R2,
- CNRS et SPF5/6,
- BST1 et Extension BST1,
- T1 et T7,
- T2,
- BSI.

Pour chaque atelier, les groupes de sauvegarde sont au nombre de deux et sont redondants, chacun pouvant produire la puissance nécessaire. Ils sont connectés respectivement aux tableaux et à la distribution des voies A et B.

Ils disposent chacun d'une autonomie de fonctionnement d'environ une journée assurée par la capacité d'une cuve de fioul domestique située à proximité.

De plus, une réserve minimum de fioul de 120 m<sup>3</sup> est maintenue. Ce volume peut assurer le fonctionnement de l'ensemble des groupes de sauvegarde pendant une semaine.

#### Principe de fonctionnement des groupes de sauvegarde

Les deux groupes de sauvegarde démarrent simultanément par automatisme sur la détection d'une absence de tension après un délai de 23 min.

Le démarrage et la conduite d'un groupe de sauvegarde peuvent s'effectuer manuellement par actions sur le tableau de commande situé dans le local du groupe de sauvegarde.

## 8.1.4 Opérations d'entretien et d'intervention

### Opérations d'entretien

Les équipements soumis à un entretien préventif ou curatif sont décrits dans les Dossiers Techniques de Maintenance (DTM).

Les équipements suivent la réglementation en vigueur sur l'Etablissement en matière de sécurité et sont soumis à des contrôles réglementaires et à de la maintenance préventive et curative.

Les groupes de sauvegarde font l'objet de maintenance et de contrôles périodiques. Lors des essais, le groupe est raccordé à un banc de charge mobile.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 235/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Opérations d'intervention

Les opérations d'intervention sont par définition des opérations non prévisibles. Elles font l'objet de procédures particulières adaptées au cas par cas pouvant conduire à la mise en œuvre de groupe mobile de substitution pour garantir la permanence de la fonction d'alimentation de sauvegarde.

#### **8.1.5 Robustesse des alimentations électriques**

La distribution de l'énergie électrique des différents ateliers peut être assurée par plusieurs voies ou sources externes redondantes (RTE) ainsi qu'à partir de sources internes autonomes multiples (centrales de secours et groupes de sauvegarde). Plusieurs voies physiques d'acheminement complètent le dispositif.

En complément de ces dispositions de conception, les chapitres 5 et 7 décrivent le niveau de robustesse au regard des agressions externes d'origine naturelle, tel le séisme.

La disponibilité de l'ensemble des matériels décrits est garantie par la réalisation d'une maintenance préventive et de contrôles de bon fonctionnement périodiques et réguliers.

#### **8.1.6 Evénements redoutés**

En cas de perte globale de l'alimentation électrique, les événements pouvant survenir sont les suivants :

- perte du système de rotation des DPC,
- perte de la fonction de refroidissement entraînant une montée en température :
  - . des solutions entreposées à forte puissance thermique dont l'ébullition pourrait induire des dégagements de produits radioactifs,
  - . de l'eau des piscines dont l'abaissement du niveau pourrait induire un débit d'équivalent de dose élevé dans le hall piscine, voire le dénoyage des assemblages combustibles avec fluage et rupture des gaines et relargage de produits radioactifs,
    - perte de la fonction de dilution de l'hydrogène de radiolyse dans les équipements procédés dont l'accumulation d'hydrogène pourrait conduire à une explosion.

Les deux derniers points sont traités aux paragraphes 8.2 et 8.3.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 236/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 8.1.7 Perte du système de rotation des DPC

La perte du système de rotation des DPC, traitée au chapitre 4, entraînerait, en l'absence de tous moyens de remédiation, une évaporation de la solution de dissolution puis un échauffement des particules solides qui pourrait conduire à un rejet après un délai de l'ordre de 50 heures pour les conditions réalistes d'exploitation.

Dans l'hypothèse où l'on postule la perte de l'alimentation électrique y compris celle de sauvegarde dans un scénario aggravé, le retour à l'état sûr ultime consiste en une opération de décolmatage des particules solides amalgamées pour les refroidir qui nécessite :

- de mettre en rotation manuellement le bol de la décanteuse,
- puis d'injecter de l'eau sous pression à partir d'un réservoir prévu à cet effet.

Ces opérations sont déjà prévues dans l'organisation de crise en place sur l'Etablissement de La Hague.

De plus, le dispositif de rotation est préservé par la présence d'un accéléromètre stoppant la rotation du bol en cas de sollicitations sismiques.

Enfin, l'examen réalisé au chapitre 5 sur les équipements statiques permet de dégager une bonne robustesse structurelle de la fonction d'injection de l'eau sous pression à partir du réservoir.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 237/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 8.2 Perte du système de refroidissement

Les deux types de systèmes assurant les fonctions de refroidissement :

- piscines d'entreposage de combustibles usés, ateliers NPH et Piscines C/D/E et,
  - entreposage de concentrats de produits de fission des ateliers SPF5/6 et T2,
- présentent des architectures semblables « boucle externe / boucle interne ».

La « boucle interne » est constituée par un circuit de fluide caloporteur (eau déminéralisée) assurant l'évacuation de la puissance calorifique dissipée par les matières radioactives.

La « boucle externe » est constituée par un circuit de fluide caloporteur (eau déminéralisée également) dans un réseau séparé de celui « source chaude » :

- permettant le transfert de l'énergie thermique véhiculée par ce dernier, via un système d'échangeur eau/eau,
- permettant l'évacuation de cette même énergie avec l'extérieur, via un système d'échangeur eau / air de type « aéroréfrigérant ».

Ces systèmes comprennent des équipements « actifs », tel que des motopompes, nécessitant une alimentation électrique pour fonctionner.

En situation dégradée, selon les matériels :

- leur fonctionnement demeure assuré par l'une des différentes sources électriques présentées au paragraphe précédent,
- leur conception permet de fonctionner en mode « passif » selon le principe du thermosiphon, tels que les échangeurs Nymphéas des piscines ou aéroréfrigérants.

Les composants-clefs de ces systèmes de refroidissement sont dimensionnés et vérifiés afin de prendre en compte les agressions externes potentielles, et en particulier un séisme de dimensionnement supérieur à l'aléa sismique tel que montré au chapitre 5.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 238/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 8.2.1 Présentation des systèmes de refroidissement des piscines

Le principe des systèmes de refroidissement des assemblages combustibles (AC) en piscines d'entreposage est présenté dans le schéma 51 suivant :

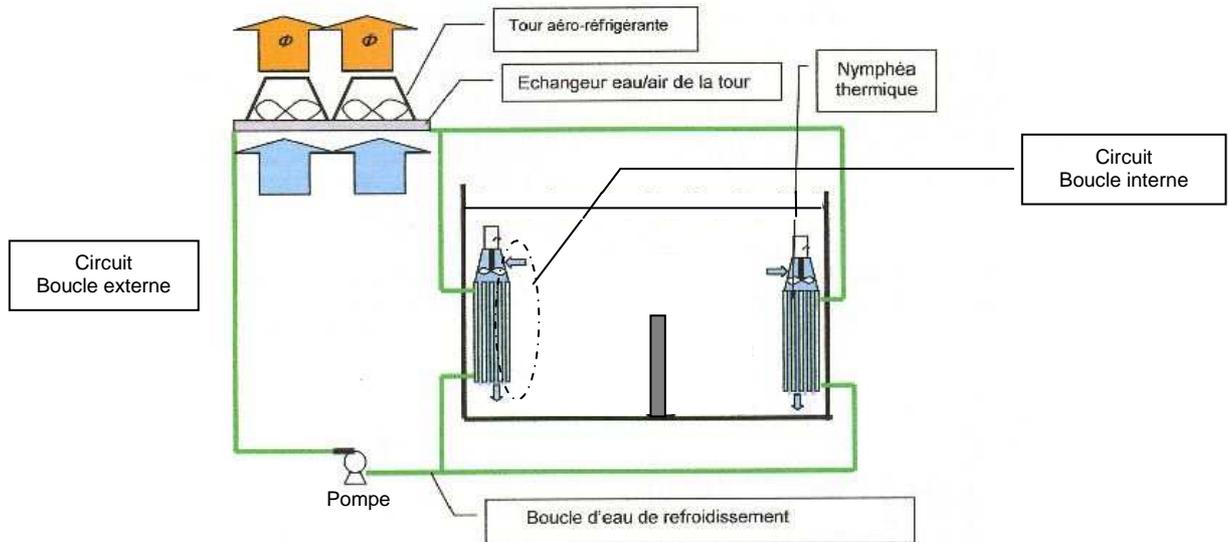


Figure 51 – Schéma de principe du refroidissement des piscines

Il comprend :

- Côté « boucle interne », des groupes échangeurs thermiques immergés en bord de piscine, dénommés « Nymphéa ».

Il existe deux modèles de Nymphéas :

- . L'un d'une capacité d'échange de 1 MW est équipé d'une motopompe à hélice intégrée qui assure une circulation forcée de l'eau de piscine à l'intérieur du faisceau de tubes de sa partie échangeur eau / eau. En absence d'alimentation électrique, la circulation demeure assurée selon le principe du thermosiphon si les conditions thermohydrauliques le permettent.
- . L'autre d'une capacité de moitié, est dépourvu de motopompe et ne fonctionne que selon le principe du thermosiphon.

Les Nymphéas ne fonctionnent uniquement que si la partie supérieure reste immergée pour garantir la circulation : en dessous de ce niveau d'eau dans la piscine, leur action cesse.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 239/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- Côté « boucle externe », l'eau de refroidissement extraite des Nymphéas est refroidie via des échangeurs de type aéroréfrigérants situés à l'extérieur des bâtiments abritant les piscines.

Les aéroréfrigérants permettent d'évacuer, dans l'air ambiant, 2 MW unitairement. Le flux d'air est forcé au moyen de 2 moto-ventilateurs à 2 vitesses. La contamination par le circuit interne vers le circuit externe n'est pas possible en cas de défaillance des Nymphéas. La pression de la boucle externe est supérieure à celle qui règne dans la boucle interne des Nymphéas où circule l'eau de la piscine.

En raison des déplacements relatifs entre le bassin et le bâtiment d'entreposage, dus aux dilatations thermiques ou au séisme, les Nymphéas, solidaires du bassin, sont raccordés aux collecteurs, au moyen d'éléments de tuyauteries flexibles ; une disposition analogue est réalisée pour la connexion des aéroréfrigérants aux collecteurs.

Selon la charge thermique de la piscine et les conditions climatiques, une boucle de régulation agit sur les ventilateurs des aéroréfrigérants (vitesse et nombre) suivant la température de l'eau dans le circuit de retour des aéroréfrigérants. Cette régulation commande la mise en route ou l'arrêt successif des ventilateurs des aéroréfrigérants.

Le système de régulation peut être forcé pour maintenir un nombre fixe d'aéroréfrigérants en service. Cette disposition d'exploitation permet de limiter les sollicitations au démarrage des aéroréfrigérants.

Les différences des circuits entre les piscines C, D et E et celle de NPH sont décrites dans les paragraphes suivants.

#### 8.2.1.1 Particularités selon piscines

##### Piscines C, D et E

L'équipement du système de refroidissement des piscines est proportionnel à leur puissance thermique maximale autorisée, soit :

Piscine	Puissance	Nombre d'aéroréfrigérants (2 MW)	Nombre de pompes circulation	Nombre de Nymphéas	Nombre collecteurs
C	8 MW	4	2	8 × 1 MW	2
D	16 MW	8	4	16 × 1 MW	
E	10 MW	5	2	10 × 1 MW	

**Tableau 53 - Equipements du système de refroidissement des piscines C, D, E**

##### Equipements implantés dans l'Atelier / circuit « boucle interne »

Les échangeurs thermiques Nymphéas sont raccordés en parallèle sur le circuit de refroidissement. Ils sont immergés. Ils peuvent fonctionner en thermosiphon.

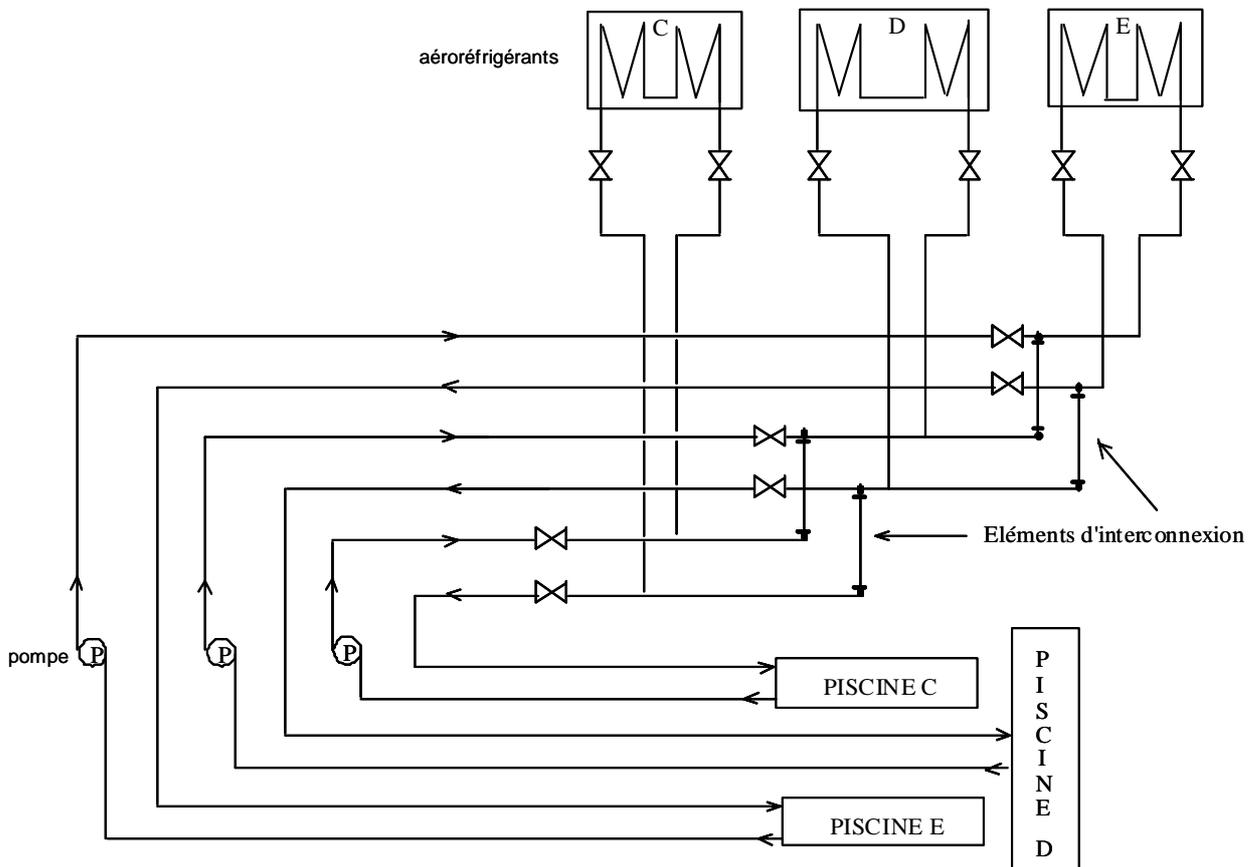
### Equipements implantés au niveau de la Centrale « boucle externe »

- Piscine D : 2 paires de groupes motopompes en parallèle dont une paire suffit à assurer le débit nominal total d'eau de refroidissement.
- Piscines C et E : 2 pompes l'une en secours de l'autre, assurant chacune le débit nominal total d'eau de refroidissement.
- 2 collecteurs d'eau de refroidissement, en parallèle, chacun étant capable de véhiculer le débit nominal total. Chacun des deux collecteurs est relié à tous les aéroréfrigérants et à tous les groupes échangeurs thermiques Nymphéas.

En marche normale, la pompe en service (ou une paire de groupes motopompes) refoule sur les deux collecteurs et chaque aéroréfrigérant est alimenté simultanément par les deux réseaux pour éviter le gel et les bras morts ; le nombre de Nymphéas est affecté pour moitié sur chaque collecteur.

Chaque Piscine peut être interconnectée aux boucles externes des autres piscines (cf. figure ci-après).

Compte tenu des possibilités d'interconnexion et de redondance des équipements, la fonction de refroidissement reste assurée en cas d'indisponibilité d'un équipement (pompes ...).



Nota : Par simplification, il n'est schématisé qu'un seul réseau par atelier.

**Figure 52 – Principe d'interconnexion des réseaux des boucles de refroidissement des Piscines C, D et E**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 241/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Fonctionnement en sauvegarde

Lors d'une perte des fournitures électriques normale et de secours, les éléments suivants sont réalimentés par les groupes électrogènes de sauvegarde installés dans la SSBU :

Atelier	Nombre de ventilateurs d'aéroréfrigérants	Nombre de pompes de circulation
Piscine C	4 en service	une pompe de circulation sur deux en service
Piscine D	8 en service	une pompe de circulation sur quatre en service
Piscine E	5 en service	une pompe de circulation sur deux en service

**Tableau 54 - Equipements piscines C, D, E réalimentés par les groupes de sauvegarde**

Les Nymphéas fonctionnent dans ce cas en thermosiphon. La conduite de l'installation de refroidissement (aéroréfrigérants et pompes de circulation) s'effectue depuis la SSBU.

### Piscine NPH

L'équipement du système de refroidissement de la piscine pour la puissance thermique maximale autorisée est :

Piscine	Puissance	Nombre d'aéroréfrigérants (2 MW)	Nombre de pompes de circulation	Nombre de Nymphéas	Nombre de collecteurs
NPH	8 MW	4	4	8 (1 MW) + 8 (0,5 MW)	2

**Tableau 55 - Equipements du système de refroidissement des piscine NPH**

### Equipements implantés dans l'Atelier

Les Nymphéas de 1 MW sont installés en parallèle sur le circuit de refroidissement. Ils sont immergés dans la piscine.

Les Nymphéas de 0,5 MW sont installés en parallèle sur le circuit de refroidissement. Ils sont positionnés à un niveau inférieur à celui des précédents, ceci permet l'évacuation d'une partie de la puissance thermique de la piscine, y compris dans le cas d'une vidange partielle de celle-ci. Ils fonctionnent en thermosiphon.

### Equipements implantés à l'extérieur de l'atelier

- 2 collecteurs d'eau de refroidissement, en parallèle, chacun étant capable de véhiculer le débit nominal total. Chacun des deux collecteurs est relié à tous les aéroréfrigérants et à tous les Nymphéas.
- 2 groupes de deux pompes l'une en secours de l'autre, chaque pompe assurant le débit nominal total d'eau de refroidissement.

En marche normale, la pompe en service refoule sur les deux collecteurs et chaque aéroréfrigérant est alimenté simultanément par les deux réseaux pour éviter le gel et les bras morts. Le nombre de Nymphéas est affecté pour moitié sur chaque collecteur.

En cas d'intervention sur un collecteur, la pompe et la totalité des aéroréfrigérants et des Nymphéas sont raccordées au collecteur restant en service. Compte tenu de la redondance des équipements, la fonction de refroidissement reste assurée en cas d'indisponibilité d'un équipement (pompes ...).

### Fonctionnement en sauvegarde

Lors d'une perte des fournitures électriques normale et de secours, les éléments suivants sont réalimentés par les groupes électrogènes de sauvegarde communs à T0 et aux piscines C, D et E :

- 1 pompe de circulation,
- 16 Nymphéas fonctionnant en thermosiphon,
- 2 aéroréfrigérants fonctionnant normalement, et 2 aéroréfrigérants fonctionnant en convection naturelle.

La conduite de l'installation de refroidissement (aéroréfrigérants et pompes de circulation) s'effectue dans des salles dédiées de l'atelier NPH.

#### 8.2.1.2 Robustesse des systèmes de refroidissement des piscines

Le principe de refroidissement des eaux de piscines est analogue aux quatre piscines C, D, E et NPH.

Cette fonction de refroidissement présente une redondance des équipements que ce soit les ventilateurs, des aéroréfrigérants, les collecteurs, pompes de circulation et Nymphéas.

La robustesse des matériels composés des structures, systèmes et éléments nécessaires à l'atteinte d'un état de repli sûr vis-à-vis de la fonction de refroidissement des piscines, est vérifiée au chapitre 5. Cet examen permet de dégager un bon niveau de robustesse.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 243/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 8.2.2 Refroidissement des cuves d'entreposage des concentrés de produits de fission

Le principe des systèmes de refroidissement des cuves d'entreposage des concentrés de produits de fission des ateliers SPF5/6 et T2C/D de l'Etablissement de La Hague est présenté sur la figure ci-dessous :

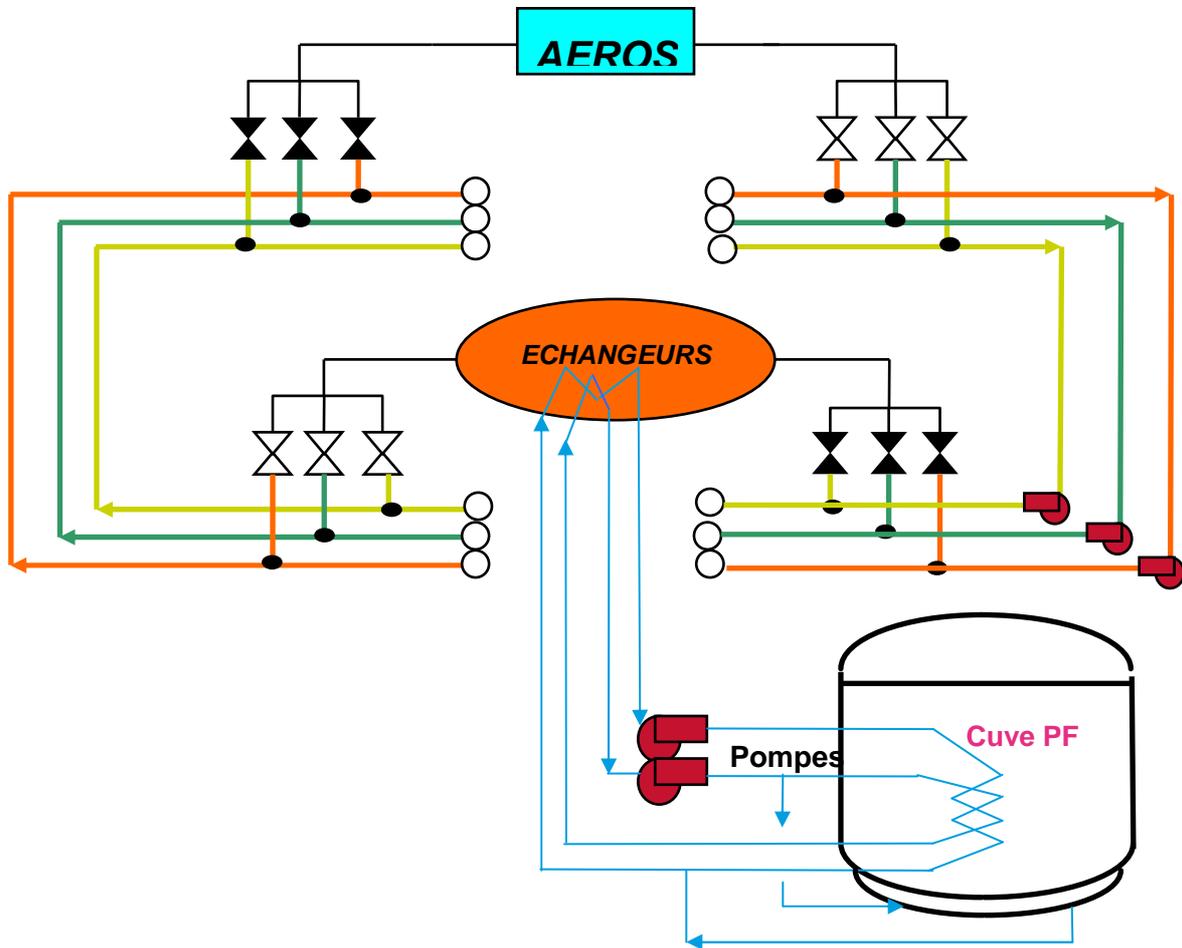


Figure 53 – Schéma de principe du refroidissement des entreposages

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 244/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le système de refroidissement comprend (cf. figure ci-avant) :

- côté boucle externe, un circuit d'eau de refroidissement fermé véhiculant, en circulation forcée l'eau transitant des échangeurs vers les aéroréfrigérants :
  - . pour les installations de l'usine UP2-800, celle-ci est délivrée par la CNRS (Centrale Nouvelle de Refroidissement Sud),
  - . pour les installations de l'usine UP3-A, l'eau de refroidissement est produite par la centrale de refroidissement de T2,
- côté boucle interne, un circuit d'eau de refroidissement en circulation forcée, véhiculant l'eau des échangeurs vers l'équipement procédé,
- des échangeurs à plaques réalisant des transferts entre boucle interne et boucle externe.

### 8.2.2.1 Description détaillée UP2-800 – SPF5/6

#### CNRS

La CNRS assure, en fonctionnement normal et de sauvegarde, le refroidissement de l'eau circulant dans les échangeurs implantés dans les ateliers SPF5/6 et des autres ateliers R1, R2, et R7 de l'usine UP2-800.

#### Equipements implantés au niveau de la centrale de refroidissement

L'eau refroidie par la CNRS est transférée à l'aide de trois collecteurs fonctionnant en réseaux séparés. Ces collecteurs circulent en aérien sur des charpentes métalliques ou sur un rack en béton armé.

Le schéma de principe de distribution en eau de refroidissement est présenté sur la figure ci-dessous.

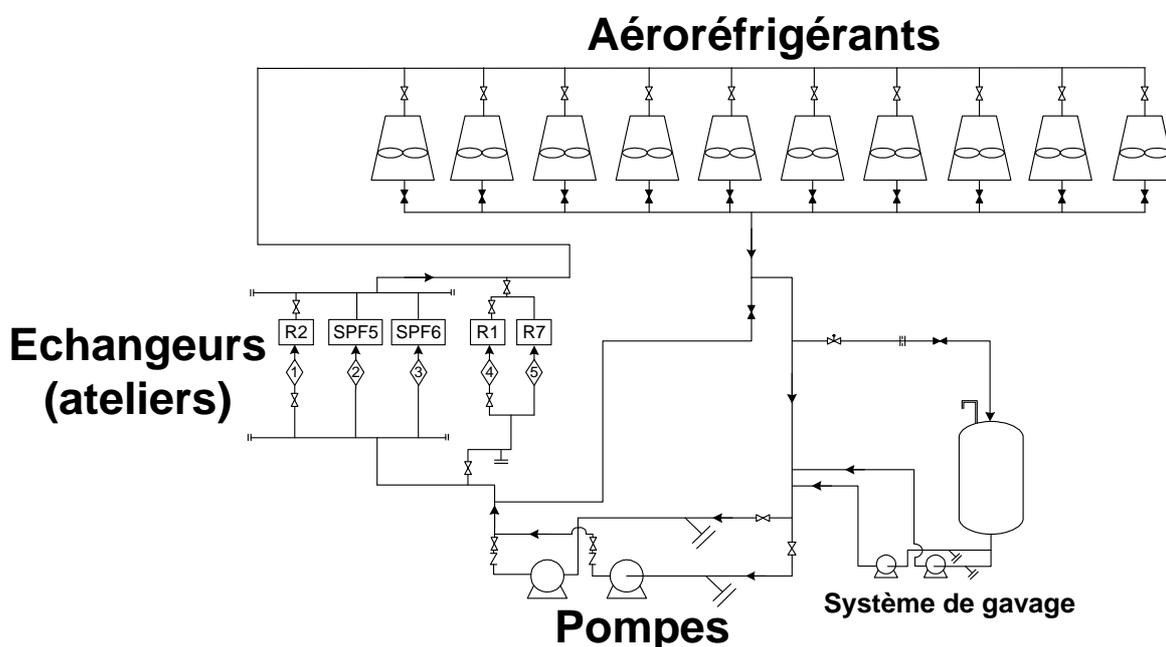


Figure 54 – Schéma de principe de distribution en eau de refroidissement

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 245/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le dégagement thermique de l'énergie produite dans les ateliers s'effectue via 10 aéroréfrigérants qui sont tous raccordables à l'un ou l'autre des collecteurs. Chaque aéroréfrigérant est équipé de deux ventilateurs à deux vitesses.

Selon la charge thermique à évacuer et les conditions climatiques, une boucle de régulation agit sur les ventilateurs des aéroréfrigérants (vitesse et nombre) suivant la température de l'eau de sortie des aéroréfrigérants.

Chaque collecteur possède deux pompes de circulation en redondance l'une de l'autre, chacune assurant le débit nominal total d'eau de refroidissement.

Chaque collecteur possède son propre système de gavage permettant le maintien en pression du circuit.

Chaque échangeur à plaques peut être affecté à chacun des collecteurs, les trois collecteurs étant interchangeable. Deux échangeurs d'une même cuve sont affectés à deux collecteurs différents.

Compte tenu de la redondance des équipements, la fonction de refroidissement reste assurée en cas d'indisponibilité d'un équipement (pompes...).

La puissance thermique évacuée et les équipements en service pour l'ensemble UP2-800 sont précisés dans le tableau 56 ci-dessous.

Atelier	Puissance maximale	Nombre d'aéroréfrigérants	Nombre de collecteurs	Nombre de pompes de circulation	Nombre de pompes de gavage
SPF5 et SPF6	5,5 MW	10	3	2 pompes de circulation par collecteur dont une en secours	2 pompes de circulation par collecteur dont une en secours
Autres ateliers	9,2 MW				
Total	14,7 MW				

**Tableau 56 - Fonctionnement normal :  
Puissance thermique évacuée et équipements en service de CNRS**

Fonctionnement en sauvegarde

En situation de sauvegarde, la puissance thermique évacuée et les équipements en service de l'ensemble UP2-800 sont précisés dans le tableau 57 ci-dessous.

Atelier	Puissance maximale	Nombre d'aéroréfrigérants	Nombre de collecteurs	Nombre de pompes de circulation	Nombre de pompes de gavage
SPF5 et SPF6	5,5 MW	3 parmi les 10	1 parmi les 3	2 pompes de circulation du collecteur en service dont une en secours	2 pompes de circulation par collecteur dont une en secours
Autres ateliers	2,1 MW				
Total	7,6 MW				

**Tableau 57 - Fonctionnement de sauvegarde :  
Puissance thermique évacuée et équipements en service de CNRS**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 246/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

La fonction de refroidissement de CNRS est reprise en ultime secours par les groupes électrogènes de sauvegarde. La conduite de l'installation de refroidissement (aéroréfrigérants, pompe de circulation et pompe de gavage) s'effectue en local.

#### Equipements implantés par atelier

Les circuits de refroidissement des cuves d'entreposage de produits de fission sont identiques dans les 2 ateliers.

Chaque cuve de 120 m<sup>3</sup> est équipée de deux boucles de refroidissement comprenant (cf. figure 53 « Schéma de principe du refroidissement des entreposages ») :

- un échangeur à plaques,
- une pompe de circulation de débit nominal 76 m<sup>3</sup>.h<sup>-1</sup>,
- un groupe de cinq serpentins internes aux cuves,
- et une double enveloppe externe soudée sur le fond, connectable à l'une ou l'autre des boucles.

Chaque cuve d'entreposage est refroidie par deux boucles internes et indépendantes de refroidissement, capable chacune d'évacuer la totalité de la puissance. Il existe la possibilité de brancher en dérivation une pompe à débit double (de 152 m<sup>3</sup>.h<sup>-1</sup>).

L'échangeur à plaque peut être bipassé. Dans ce cas de figure, le refroidissement est directement assuré par l'eau provenant de CNRS.

Selon le mode de fonctionnement, le dispositif de refroidissement est synthétisé dans le tableau 58 ci-après pour les cuves de 120 m<sup>3</sup> :

Fonctionnement	Nombre de boucles	Système de refroidissement	Nombre de pompes de circulation
Normal	2	10 serpentins (2 x 5) 1 double enveloppe	2 (1 par boucle)
Sauvegarde	1 sur deux	5 serpentins 1 double enveloppe	1

**Tableau 58 - Equipements en service pour le refroidissement des entreposages des ateliers SPF5 et 6**

La fonction de refroidissement est reprise en ultime secours par les groupes électrogènes de sauvegarde. La conduite de l'installation de refroidissement (pompes de circulation) s'effectue en local.

#### 8.2.2.2 Description détaillée UP3-A – T2

##### Centrale de refroidissement de T2

La centrale de refroidissement de T2 assure le refroidissement de l'eau circulant, en fonctionnement normal et de sauvegarde, des échangeurs implantés dans les ateliers T1, T2 (y compris les équipements des blocs C et D) et T7 de l'usine UP3-A.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 247/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Equipements implantés au niveau de la centrale de refroidissement

La centrale est de conception et d'exploitation différentes de celle de la CNRS. Les différences sont les suivantes :

- En fonctionnement normal, 2 collecteurs sont utilisés avec pour chacun 2 aéroréfrigérants, ce qui laisse 1 collecteur et 2 aéroréfrigérants en secours sur les trois collecteurs.
- Chaque collecteur est équipé d'une seule pompe de circulation.

Selon la charge thermique à évacuer, les conditions climatiques et la température de boucle, le nombre de ventilateurs des aéroréfrigérants en service est adapté manuellement.

En fonctionnement normal, la puissance thermique évacuée et les équipements en service pour l'ensemble UP3-A sont précisés dans le tableau 59 ci-dessous.

Atelier	Puissance maximale	Nombre d'aéroréfrigérants	Nombre de collecteurs	Nombre de pompes de circulation
T2	5,5 MW	6 (2 en secours)	3 (1 en secours)	1 pompe de circulation par collecteur
Autres ateliers	1,5 MW			
Total	7 MW			

**Tableau 59 - Fonctionnement normal :  
Puissance thermique évacuée et équipements en service de T2**

### Fonctionnement en sauvegarde

La puissance thermique évacuée et les équipements en service de l'ensemble UP3-A sont précisés dans le tableau 60 ci-dessous.

Atelier	Puissance maximale	Nombre d'aéroréfrigérants	Nombre de collecteurs	Nombre de pompes de circulation
T2	4,39 MW	4 sur 6	1 sur 2	1 pompe de circulation du collecteur en service
Autres ateliers	0,59 MW			
Total	4,98 MW			

**Tableau 60 - Fonctionnement de sauvegarde :  
Puissance thermique évacuée et équipements en service de T2**

La fonction de refroidissement de la centrale est reprise en ultime secours par les groupes électrogènes de sauvegarde. La conduite de l'installation de refroidissement (ventilateurs des aéroréfrigérants et pompe de circulation) s'effectue dans les locaux de repli et en local.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 248/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## Blocs C et D

Chaque cuve d'entreposage des concentrats de produits de fission est refroidie par deux boucles internes et indépendantes de refroidissement. Chaque boucle permet d'évacuer la totalité de la puissance. Ces boucles sont identiques à celles des cuves des ateliers SPF5/6.

La particularité réside en la présence de deux brides en attente permettant le raccordement par flexible à une autre boucle.

La fonction de refroidissement est reprise en ultime secours par les groupes électrogènes de sauvegarde. La conduite de l'installation de refroidissement (pompes de circulation) s'effectue dans les locaux de repli et en local.

### 8.2.2.3 Robustesse des systèmes de refroidissement des cuves d'entreposage des concentrats de produits de fission

La fonction de refroidissement des entreposages des concentrats de produits de fission des ateliers SPF5 et SPF6 présente une redondance des équipements tant au niveau de la boucle externe que de la boucle interne. L'examen de cette fonction au chapitre 5 montre un bon niveau de robustesse.

La fonction de refroidissement des entreposages des solutions de concentrats de produits de fission de l'atelier T2 présente une redondance des équipements au niveau des boucles externes et internes dégageant un niveau de robustesse satisfaisant.

Ces conclusions sont transposables aux circuits de refroidissement des autres cuves d'entreposage de concentrats de produits de fission de R7/T7 possédant des circuits de refroidissement en tous points semblables (deux boucles de refroidissement par cuve) à ceux de SPF5/6.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 249/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 8.3 Cumul des pertes de l'alimentation électrique et du système de refroidissement

Ce paragraphe présente les conséquences d'un scénario de cumul de perte complète de l'alimentation électrique et de la fonction de refroidissement pour les scénarii décrits dans le paragraphe 4.3 :

- des piscines d'entreposage de combustibles usés – Ateliers NPH et Piscines C/D/E,
- des autres équipements des installations en exploitation.

Il est postulé, dans un scénario aggravé, intervenant en cas d'agression externe dépassant significativement le dimensionnement des installations, que l'alimentation électrique et la fonction de refroidissement sont indisponibles sur une période prolongée.

### 8.3.1 Piscines d'entreposage de combustibles usés

#### 8.3.1.1 Perte des alimentations électriques

La perte totale des alimentations électriques entraîne l'arrêt des fonctions principales suivantes :

- la circulation forcée des circuits de refroidissement, par l'arrêt des pompes,
- la ventilation du bâtiment qui participe à la dilution de l'hydrogène produit par radiolyse dans l'eau. Comme précisé au chapitre 4, une étude sera réalisée pour réduire le conservatisme dans la détermination du terme source et définir en fonction de celui-ci les moyens les plus adaptés à la gestion des flux d'hydrogène obtenus et de leur accumulation potentielle au regard des taux de fuite et de diffusion naturels des installations.

#### 8.3.1.2 Perte du système de refroidissement des piscines

La perte du système de refroidissement des piscines d'entreposage de combustibles usés entraîne, en l'absence de tous moyens de remédiation, les événements suivants :

- une augmentation de température de l'eau des piscines,
- l'atteinte de la température d'ébullition de cette eau,
- la diminution du niveau d'eau de la piscine par l'évaporation,
- la diminution progressive de l'écran radiologique que constitue l'eau. Ainsi, le Débit d'Equivalent de Dose (DED) augmente progressivement dans l'environnement des bassins,
- le dénoyage des AC lorsque le niveau de l'eau atteint la partie haute des éléments combustibles,
- la dégradation des gaines des EC par élévation de température excessive, compte tenu de l'insuffisance d'échange thermique des gaines avec l'air, au droit des pastilles. La gaine du combustible est la 1ère barrière de confinement des matières radioactives. Sa dégradation signifie la dispersion des produits radioactifs gazeux et volatils.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 250/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

La dégradation des gaines dénuyées peut survenir selon plusieurs phénomènes, en fonction des températures :

- à partir de 550°C, déformation par fluage,
- à partir de 650°C, corrosion des gaines de combustibles,
- au-delà, altération des propriétés métallurgiques.

La phase d'oxydation, à partir de la vapeur d'eau, entraîne une production d'hydrogène issue de la dissociation de la molécule d'eau (H<sub>2</sub>O).

Le schéma suivant résume le comportement des gaines des éléments combustibles en fonction de la température :

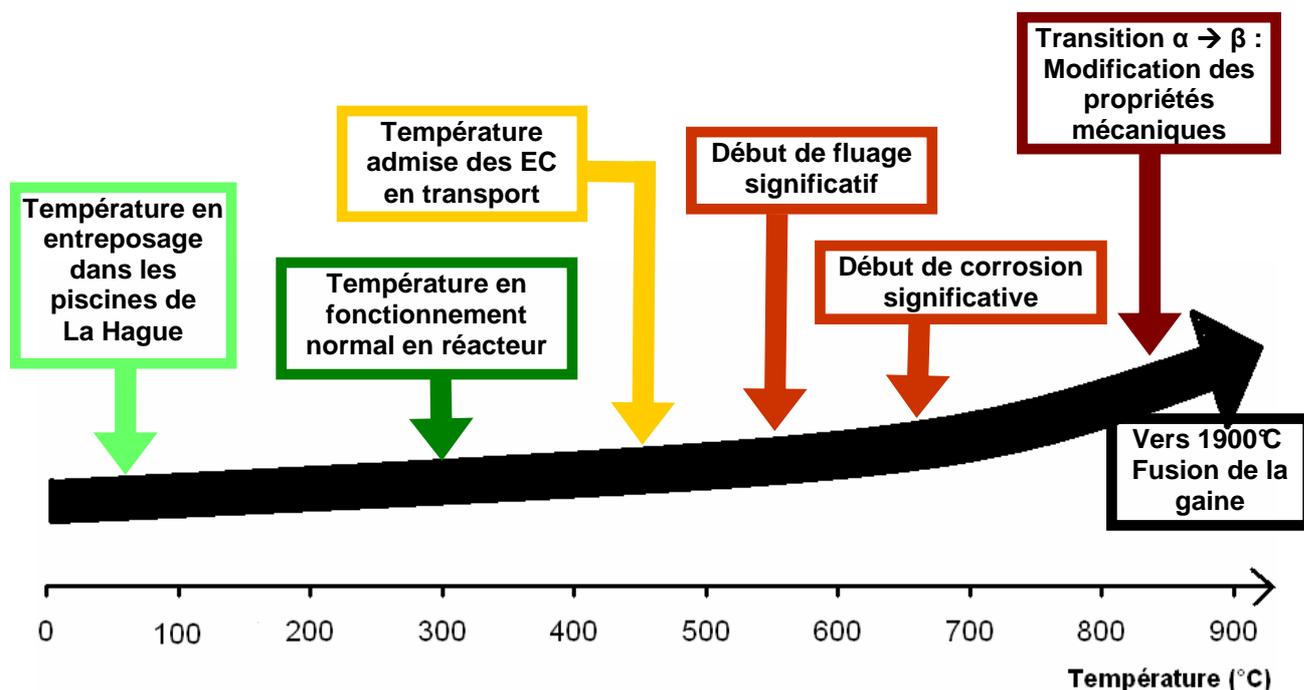


Figure 55 – Comportement des gaines en fonction de la température

Les travaux de R&D (Recherche et Développement) sur le comportement des gaines de combustibles montrent que les cinétiques des différents modes de dégradation sont influencés par des paramètres multiples (nature de l'alliage, historique d'irradiation en réacteur, nature du combustible, cyclage thermique ...). Du fait que la température intervient de manière prépondérante, et pour conserver une marge avant l'apparition des dégradations des gaines, la valeur limite à ne pas dépasser en situation accidentelle est fixée à 500°C.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 251/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 8.3.1.3 Etude du scénario aggravé

Le périmètre choisi est celui des Piscines C/D/E en raison de leur chargement thermique supérieur et enveloppe à la Piscine NPH.

Le tableau 61 ci-dessous précise les caractéristiques des piscines.

	Piscine C	Piscine D	Piscine E	Piscines en communication
Longueur (m)	71,3	82,6	76,9	
Largeur (m)	16,6	16,6	21,0	
Hauteur d'eau normal (m)	9,0	9,0	9,0	
Volume d'eau (m <sup>3</sup> ), (celui-ci considère le volume occupé par les paniers d'AC)	10000	12000	14000	36000
Puissance maximale autorisée (kW)	8000	16000	10000	34000
Puissance volumique (kW/m <sup>3</sup> eau)	0,8	1,3	0,7	0,95

**Tableau 61 - Caractéristiques des piscines d'entreposage**

Compte tenu de la puissance volumique plus élevée, la cinétique la plus rapide est celle du scénario de la piscine D isolée.

Il est étudié la cinétique de montée à ébullition de l'eau, puis celle de la diminution du niveau de l'eau

Ces résultats permettent de déterminer :

- les délais d'apparition des étapes du scénario d'atteinte à l'intégrité des éléments combustibles,
- les constantes de temps orientant le déploiement et la priorisation des actions de remédiation en situation de perte totale de refroidissement (cf. chapitre 9).

#### Evolution du niveau

La variation du niveau d'eau est d'origine uniquement thermique. L'absence de fuite issue d'un percement ou déchirement de la peau d'acier inoxydable qui recouvre le fond (épaisseur 6 mm) et les parois des piscines (épaisseur 4 mm) est postulée compte tenu de :

- la robustesse du maintien global du génie civil tel que montré au chapitre 5, qui garantit que les déformations subies par la tôle n'excédera pas la limite à l'allongement du matériau (> 40 %) et donc son déchirement,
- l'absence du risque de chute de matériel lourd, tel que les Nymphéas ou pont de manutention qui endommagerait le fond tel que montré au chapitre 5,
- l'absence de conséquence d'un basculement de paniers chargé d'AC tel que montré au chapitre 5,
- l'absence d'endommagement par la chute de petits éléments ou parties qui ne serait pas de nature à agresser, soit directement le fond de la piscine compte tenu du taux d'occupation sa surface par les paniers (> 80 %), soit de masse suffisante, en comparaison du test de basculement d'un panier.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 252/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Ainsi, il est considéré que la totalité de la puissance dissipée par les assemblages combustibles sert successivement :

- à échauffer le volume d'eau de 40°C jusqu'à 100°C,
- puis à vaporiser l'eau à partir de 100°C.

Ce principe est conservatif car il néglige :

- les autres modes de dissipation de la puissance, tel que celui par l'air ambiant du bâtiment ou bien par les parois des piscines proprement dit,
- la pression de l'eau au contact des gaines qui fait que sa température d'ébullition est très légèrement supérieure à 100°C (109°C sous 4 m, 117°C sous 8 m d'eau).

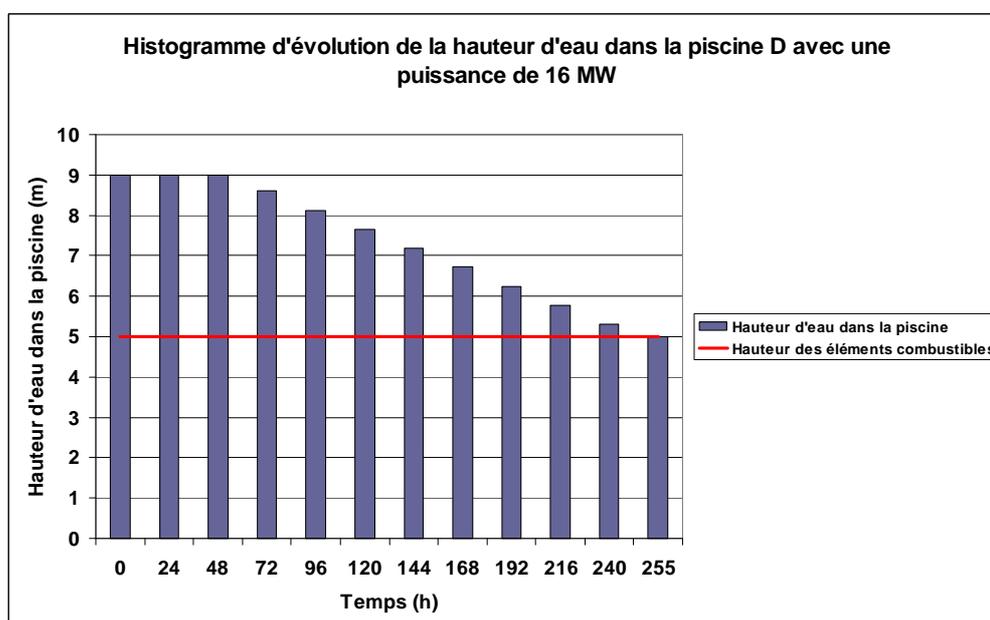
Il en résulte que les durées annoncées sont plus courtes qu'elles ne seraient dans la réalité.

Le temps d'atteinte des différentes étapes significatives du scénario, à compter de la perte totale des alimentations électrique et du refroidissement, sont :

Temps d'atteinte (h)			
T° eau à 100°C (début d'ébullition)	Niveau d'eau à la surface de la tête des AC	T° des gaines à 500°C	Evaporation totale
52	253	> 310	> 500

**Tableau 62 - Etapes du scénario aggravé en cas de perte du système de refroidissement**

L'évolution du niveau d'eau dans la piscine est représentée sur la courbe suivante :



**Figure 56 – Cinétique d'évolution de la hauteur d'eau**

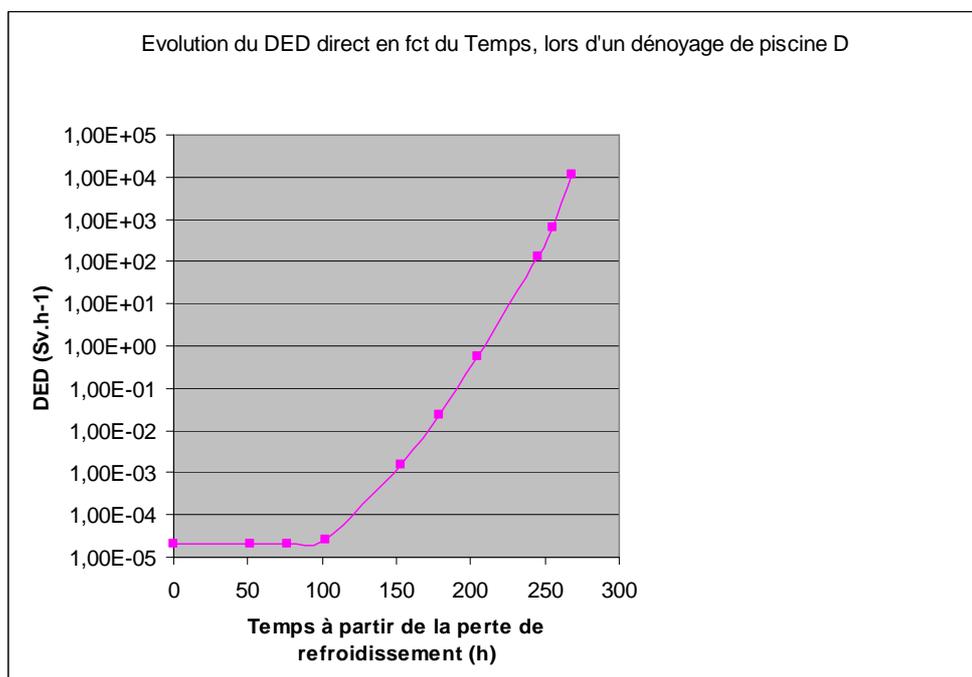
Le débit de vaporisation de l'eau (à 100°C) étant de 1,6 m<sup>3</sup>/h/MW, le débit à compenser pour maintenir un niveau constant serait d'au plus de 54,4 m<sup>3</sup>/h pour l'ensemble des 3 piscines de puissance totale 34 MW.

## Augmentation du DED (Débit d'Equivalent de Dose)

Le dénoyage des piscines d'entreposage des assemblages combustibles induit :

- à l'intérieur des ateliers d'entreposage, une augmentation du DED généré par le rayonnement direct au bord des piscines d'entreposage et/ou au-dessus du niveau de celles-ci,
- dans l'environnement situé au-dessous du niveau des piscines, une augmentation du DED due essentiellement au rayonnement diffusé, le rayonnement direct étant atténué par les murs constituant les piscines,
- à l'extérieur des ateliers d'entreposage, une augmentation du DED généré par rayonnement diffusé qui dépend de la hauteur de dénoyage des éléments combustibles et de la distance séparant les piscines. Ce DED agit sur une distance importante.

L'évolution du DED direct, 2 m au-dessus du niveau originel de la piscine, est donnée par la figure ci-après :



**Figure 57 – Augmentation du DED direct au-dessus de la piscine D**

Pour l'analyse, cette valeur est retenue en bordure de piscine, sans tenir compte d'éventuelles atténuations (distance, ombre).

Ainsi, les effets significatifs du DED apparaissent selon les étapes suivantes :

- quasi nulle durant les 100 premières heures,
- atteinte de l'effet falaise (DED de 2 mSv/h), modifiant les conditions d'intervention, à 150 h,
- atteinte du seuil de DED de 100 mSv/h à 190 h, classant les abords de la piscine en zone radiologique « rouge », c'est-à-dire d'accès interdit sans autorisation particulière.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 254/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Dégradation des gaines

Comme mentionné précédemment, la dégradation des gaines ne peut survenir qu'au delà de 500°C.

Il s'en suit que la dispersion des matières radioactives s'effectuera selon leur nature physique soit :

- les gaz radioactifs dès la première rupture,
- les produits volatils selon leur température de transformation (Cs, Rh ...),
- les particules solides constituées de tout ou partie de pastille de combustible, dès une dégradation généralisée de la gaine pouvant les libérer.

L'estimation de l'instant de la survenance de ces différentes étapes n'est pas pertinente et serait entachée d'une incertitude importante compte tenu de la multiplicité des crayons (plusieurs millions) et de leurs caractéristiques individuelles.

#### 8.3.1.4 Conclusion

Les phases clés de l'évolution de l'événement lié à la baisse de niveau suite à la perte du système de refroidissement des piscines d'entreposage de combustibles usés, sont rappelées ci-dessous :

- à 150 heures, atteinte du seuil de 2 mSv/h dans l'environnement de la piscine,
- à 250 heures, atteinte de la surface de la tête des EC,
- à partir de 310 heures, dégradation des gaines d'EC dénoyées.

Ces valeurs correspondent au cas pénalisant de la piscine D chargée à pleine puissance. Une marge supplémentaire importante existe dans la configuration réaliste de chargement de la piscine D.

L'objectif de maintenir sous eau les AC et la robustesse associée démontrée aux chapitres 5, 7 et 8 garantissent une température des gaines inférieure à 160 °C compte tenu des faibles flux surfaciques ne dépassant pas 0,05 W/cm<sup>2</sup> et donc inférieure à la température de dégradation de celles-ci.

Le suivi de l'événement nécessite la connaissance de l'information essentielle que constitue le niveau d'eau dans la piscine. Un système de mesure de niveau des piscines, entièrement manuel, est implanté à l'extérieur des bâtiments abritant les piscines et permet de suivre ce niveau sans pénétrer dans les bâtiments.

Les moyens de remédiation à mettre en œuvre sont définis au chapitre 9.

### **8.3.2 Cas des autres équipements**

#### 8.3.2.1 Perte des alimentations électriques

La perte totale des alimentations électriques entraîne l'arrêt des fonctions principales suivantes :

- la circulation forcée des circuits de refroidissement par l'arrêt des pompes,
- la production de l'air de dilution de l'hydrogène de radiolyse par l'arrêt des surpresseurs.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 255/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 8.3.2.2 Perte du système de refroidissement

La perte du système de refroidissement des équipements identifiés au paragraphe 4.3 entraîne, en l'absence de tous moyens de remédiation, les événements suivants :

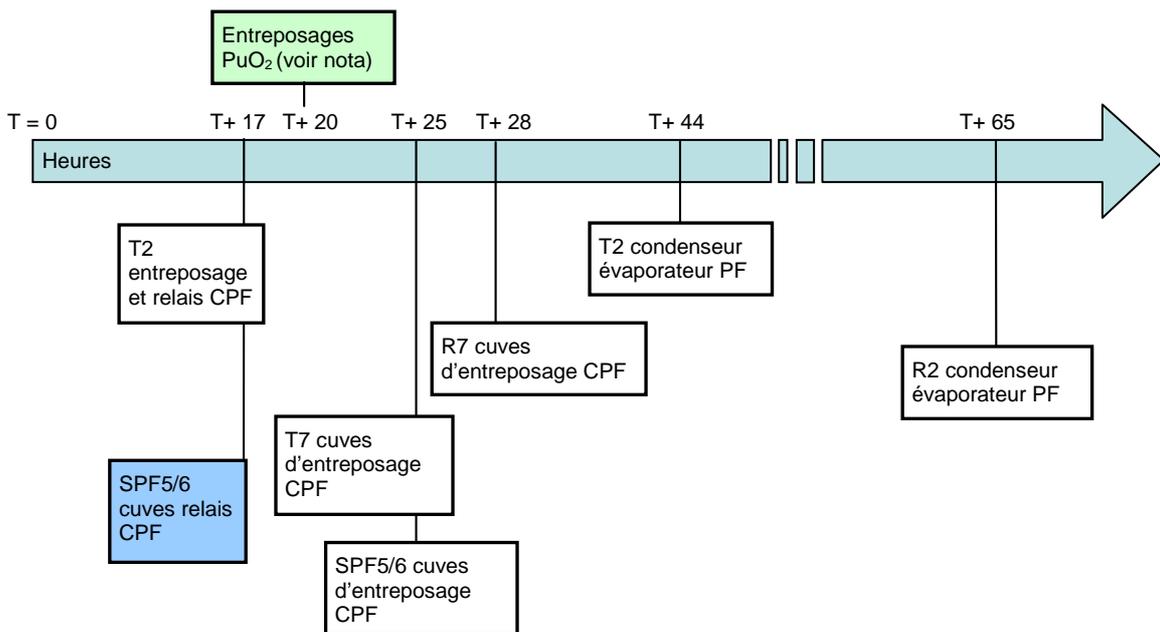
- une augmentation de température de la solution contenue dans la cuve,
- l'atteinte de la température d'ébullition de ces solutions,
- l'entraînement des vésicules radioactives par la vapeur produite,
- le rejet de matières radioactives.

Selon les hypothèses retenues au chapitre 4, le délai minimal d'atteinte de l'ébullition est de 17 heures pour les cuves de 120 m<sup>3</sup> de l'atelier T2. Cette estimation considère une modélisation thermique réaliste et mais la prise en compte de la PVC maximale historique de 5,5 W/L.

Ce délai est identique, pour une cuve relais de volume inférieur, et donc remplie que durant des phases d'exploitation transitoires.

La figure 58, indique les différents délais d'atteinte des phénomènes physiques considérés selon les équipements.

Il est rappelé que ces délais réalistes ont toutefois été établis sur la base des valeurs maximales sur une période d'exploitation de 20 ans. Un allongement significatif des délais apparaîtrait dans les conditions réelles de fonctionnement.



**Figure 58 – Délais minimaux d'atteinte des phénomènes liés à la perte totale des systèmes de refroidissement du site dans un scénario hypothétique**

Nota : Pour les entreposages d'oxyde de plutonium, le délai indiqué ne signifie pas l'apparition d'un quelconque effet falaise (dispersion), le critère retenu étant une température de génie civil. Le conditionnement de la poudre, dans une cascade étuis métalliques soudés et vissés, garantirait le maintien des barrières de confinement efficaces, bien au-delà du délai indiqué.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 256/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Cas général des cuves

Deux méthodes permettent de remédier de ce type d'événement :

- La dilution éventuelle de la solution contenue par l'apport d'eau directement dans l'équipement. Cette action conduit à une augmentation du délai d'ébullition par l'action combinée de la diminution de la puissance volumique, et de l'eau froide apportée. Cette action retarde significativement le délai d'atteinte de la température d'ébullition de la solution obtenue. A titre d'information, pour une PVC inférieure à 0,5 W/L, l'ébullition de la solution devient physiquement impossible.
- La remise en fonctionnement d'un système de refroidissement minimum de la cuve par la connexion d'une pompe sur l'une ou plusieurs des boucles internes de la cuve ou son double fond. La circulation d'eau de refroidissement se fait alors en « boucle ouverte ».

### Cas des évaporateurs

En cas de perte du refroidissement des condenseurs des évaporateurs, hors séisme, un arrosage gravitaire, à partir d'une cuve de secours, est prévu et permet de condenser les gaz en tête de l'évaporateur.

### Conclusion

Les moyens de remédiation à mettre en œuvre, vis-à-vis de la perte totale et durable des fonctions de refroidissement en scénario aggravé, sont définis au chapitre 9.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 257/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

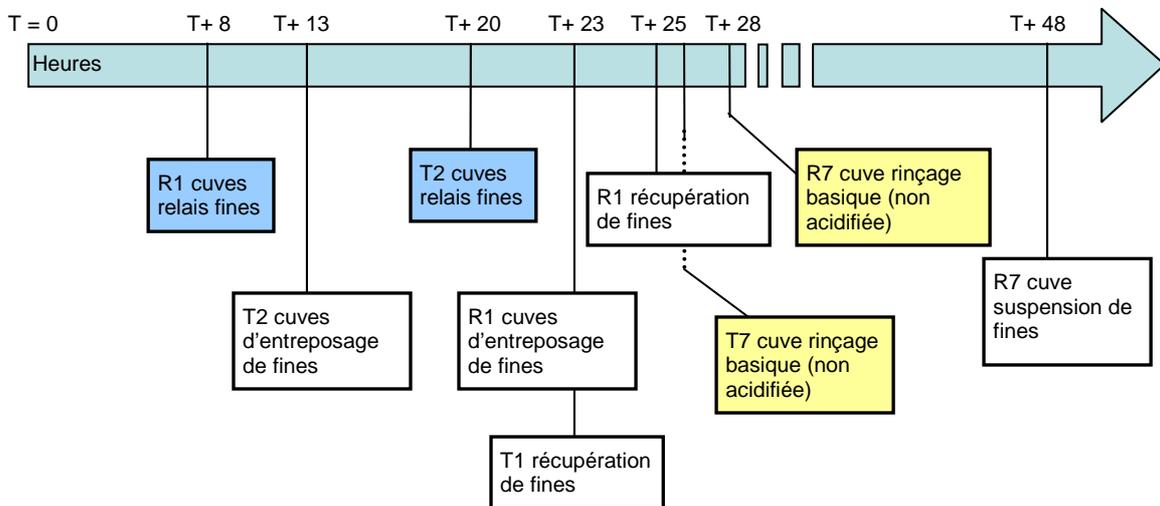
### 8.3.2.3 Perte du système de dilution de l'hydrogène de radiolyse

La perte du système de dilution de l'hydrogène de radiolyse dans les cuves d'entreposage des concentrats de produits de fission et de fines, traitée au chapitre 4, entraîne, en l'absence de tous moyens de remédiation, une accumulation de l'hydrogène pouvant conduire à son inflammation voire son explosion.

Selon les hypothèses réalistes retenues au chapitre 4, le délai minimal d'atteinte du seuil d'inflammabilité de l'hydrogène est de 8 heures pour les cuves relais de l'atelier R1 contenant des fines.

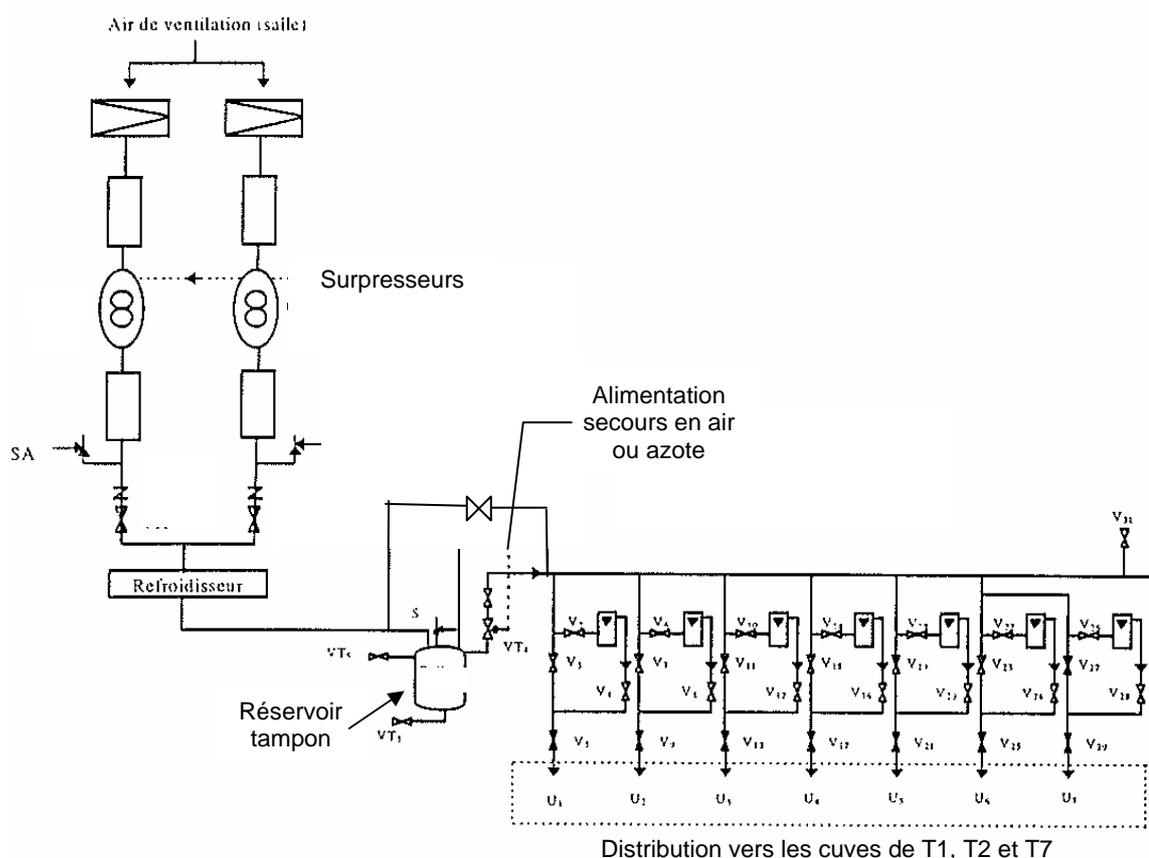
La figure 59, ci-après, fournit les différents délais minimaux d'atteinte du seuil d'inflammabilité de l'hydrogène, soit de 4 % en volume dans l'air, selon les équipements.

Il est rappelé que ces délais réalistes ont toutefois été établis sur la base des valeurs maximales sur une période d'exploitation de 20 ans et avec une approche très conservatrice des phénomènes physiques. Un allongement significatif des délais apparaîtrait dans les conditions réelles de fonctionnement.



**Figure 59 – Délais minimaux d'atteinte du seuil d'inflammabilité de l'hydrogène liés à une perte totale des alimentations électriques du site dans un scénario hypothétique**

Les systèmes en charge de la dilution de l'hydrogène peuvent être communs ou non à plusieurs ateliers et fonctionnent selon le schéma suivant, par exemple pour les ateliers T1, T2 et T7 :



**Figure 60 – Schéma de principe de la production d'air de dilution de l'hydrogène de radiolyse dans T2**

L'atelier T2 dispose de deux systèmes distincts de production d'air de balayage :

- le premier système alimente en air certaines cuves des ateliers T7, T1 et T2 dont les cuves implantées dans le bloc C,
- le deuxième système dessert les cuves du bloc D de T2.

Chaque système se compose de deux surpresseurs dont un est en secours de l'autre, chacun assurant le débit nominal total d'air de balayage qui circule dans le collecteur. Ces surpresseurs alimentent en air un réservoir tampon pourvu d'un système de régulation de pression. A partir de ce réservoir, la distribution en air est effectuée par un collecteur qui dessert les cuves concernées.

Les surpresseurs ainsi que l'air alimenté sont refroidis via une circulation d'eau provenant de la centrale de refroidissement de T2 (cf. paragraphe 8.2.2.2).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 259/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Un système de secours pour l'alimentation en air de dilution de l'hydrogène de radiolyse est raccordé en aval de chacun des réservoirs. Il permet d'alimenter le circuit :

- en air comprimé industriel fourni par l'Etablissement,
- en azote fourni par le réseau de l'Etablissement.

En situation de sauvegarde, un des deux surpresseurs est alimenté en puissance par les groupes électrogènes de sauvegarde de T2.

L'examen de la fonction dilution de l'hydrogène de radiolyse dans les entreposages des solutions de concentrats de produits de fission et fines de l'atelier T2 montre que l'installation présente un point commun au niveau du réservoir tampon. La défaillance de cet équipement conduirait à perdre toute la fonction de dilution de l'hydrogène de radiolyse dans les équipements alimentés par le circuit associé. Toutefois, il existe la possibilité de by-passer le réservoir.

Pour les équipements mécaniques en mouvement, la fonction de production d'air est doublée dégageant ainsi un bon niveau de robustesse. L'examen mené au chapitre 5 sur les équipements statiques tel que le réservoir tampon, permet de dégager une bonne robustesse structurelle.

Cette conclusion concernant la robustesse de la fonction est transposable à la fonction dilution de l'hydrogène de radiolyse dans les ateliers R1, SPF5 et SPF6. La redondance est moins forte cependant dans les deux derniers cas où la possibilité de by-passer le réservoir tampon pour utiliser une source d'alimentation alternative n'existe pas. Bien que la fonction de dilution de l'hydrogène de radiolyse de R7 diffère (2 compresseurs l'un en secours de l'autre avec un sécheur en série), La conclusion de robustesse est également transposable au cas de l'atelier R7 compte tenu de la redondance similaire du système qui comporte lui aussi deux compresseurs l'un en secours de l'autre. Le système de compresseurs comprend cependant en plus un sécheur en série.

### Conclusion

Les moyens de remédiation à mettre en œuvre, permettant le rétablissement de la fonction dilution de l'hydrogène de radiolyse, sont définis au chapitre 9.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 260/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

# CHAPITRE 9

## GESTION DES ACCIDENTS GRAVES

L'objectif de ce chapitre est d'évaluer la robustesse de l'organisation de crise actuelle (celle prévue dans le cadre des PUI et PPI) pour faire face à différentes situations d'accidents allant au-delà du dimensionnement.

### 9.1 DESCRIPTION DES SCENARIOS ENVISAGES

L'objectif de ce chapitre est de présenter l'ensemble des moyens de remédiation nécessaire pour maintenir un état sûr ultime pour les équipements identifiés au paragraphe 4.3.

En situation normale les opérateurs disposent de tous les paramètres de conduite aux postes de conduite centralisée. Les principales informations de conduite sont notées régulièrement par les opérateurs sur les cahiers de quart.

Ceci est en particulier le cas pour les paramètres physiques (volume, température, pression) des principaux équipements du procédé.

En cas de défaillance de la conduite normale, les systèmes de conduite de sécurité permettent la mise à l'état sûr des installations et la surveillance de fonctions secourues. En situation de séisme de dimensionnement, le système de conduite de sauvegarde permet la mise à l'état sûr et la surveillance des fonctions importantes pour la sûreté.

En cas d'accident grave, le chef de quart dispose donc d'informations sur l'état des équipements de son installation au moment de l'événement. Il dispose des moyens humains pour engager un état des lieux dans l'atelier et en particulier celui des fonctions de sauvegarde. Il peut donc évaluer la nécessité et la capacité à les mettre en œuvre. A l'issue de ces actions, il communique avec le Poste de Commandement de l'organisation de crise pour établir un premier diagnostic et statuer sur les moyens de remédiation à mettre en place.

#### 9.1.1 Piscines d'entreposage des combustibles usés

La logique du scénario aggravé concernant les piscines C, D, E et NPH d'entreposage d'assemblages usés est présentée au paragraphe 4.3.

Compte tenu de la robustesse des structures du génie civil constituant les bassins d'entreposage, l'intégrité de l'étanchéité des bassins n'est pas remise en cause dans le cadre du scénario aggravé. Les pertes des fonctions de refroidissement et de ventilation sont postulées en cas d'accident grave.

Le volume d'eau présent dans les bassins assure d'une part une fonction de refroidissement des assemblages et d'autre part une fonction de protection radiologique vis-à-vis du personnel à l'intérieur et à l'extérieur des bâtiments piscines.

A partir de la perte des fonctions de refroidissement et de la ventilation, le délai d'atteinte de l'ébullition est de 52 heures pour le cas enveloppe.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 261/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Dans ce scénario, les conséquences potentielles sont :

- une augmentation progressive de la température ambiante autour des bassins,
- une baisse progressive de la protection contre les rayonnements avec une augmentation du débit de dose (atteinte d'un effet falaise à 150 h).

Les actions à mener sont :

- la vérification de l'étanchéité des bassins,
- l'estimation du délai de montée à l'ébullition intégrant le taux d'occupation réel des piscines,
- le contrôle du système de refroidissement de sauvegarde et l'estimation du délai de démarrage du système. On postule cependant une défaillance de ce système dans la suite de l'exercice,
- la vérification de la disponibilité de la mesure du niveau d'eau dans les piscines,
- la vérification de l'intégrité de la tuyauterie d'arrivée d'eau « externe »,
- la vérification de la disponibilité du réseau de distribution d'eau incendie,
- le choix de la solution de remédiation,
- la mise en place des moyens nécessaires.

La situation pénalisante envisagée est la nécessité, suite à une perte estimée à plus de 50 heures de la fonction de refroidissement et à une perte du réseau de distribution incendie, de mettre en place un circuit de tuyaux souples pompiers d'une capacité de  $60 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$  pour maintenir un niveau d'eau dans les quatre piscines depuis le bassin ouest ou le barrage des Moulinets. Ces moyens doivent être opérationnels avant l'atteinte de l'effet falaise estimé à 150 heures dans le cas le plus pénalisant.

L'apport d'eau serait piloté à partir des indications données par la mesure de niveau situé à l'extérieur des piscines, en pied de bâtiment. Une mesure périodique du niveau d'eau permet d'estimer l'évolution de celui-ci, et d'appréhender le besoin en eau ou l'instant d'apparition de l'effet falaise. Cet apport d'eau a pour fonction de rétablir le niveau d'eau au plus proche du niveau nominal des bassins en fonction des pertes dues à l'évaporation par échauffement de l'eau. L'objectif est de maintenir un niveau de référence permettant de garantir une accessibilité du personnel autour des bâtiments, cette disposition assure le non dénoyage des éléments combustibles.

### 9.1.2 Entreposages de solutions de produits de fission

La logique du scénario aggravé concernant les entreposages de solutions de produits de fission SPF 5/6 et T2C/D est présentée au paragraphe 4.3.

Compte tenu de la robustesse des structures du génie civil constituant les cellules d'entreposage et de la robustesse de la conception des cuves, le maintien de l'étanchéité des cuves et des circuits internes n'est pas remis en cause dans le cadre du scénario aggravé,

La perte durable, sans restitution des conditions de sauvegarde des fonctions de refroidissement externe constitue le cadre du scénario aggravé.

Les conséquences potentielles sont le rejet de produits de fission suite à l'auto-échauffement des solutions en cuve jusqu'à leur ébullition dans un délai supérieur à 17 heures dans le cas le plus pénalisant.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 262/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Pour prévenir cet accident, les actions sont :

- l'estimation du délai de montée à l'ébullition en fonction de la puissance thermique des cuves,
- l'estimation du délai d'attente de la concentration en hydrogène dans le ciel des cuves,
- le contrôle du système de refroidissement de sauvegarde et estimation du délai de démarrage du système. On postule cependant une défaillance de ce système dans la suite de l'exercice,
- la vérification du réseau de distribution d'eau incendie,
- le choix de la solution de remédiation,
- la mise en place des moyens nécessaires.

La solution de remédiation consiste en l'alimentation en circuit ouvert des boucles internes de refroidissement par le biais de tuyauteries souples type « pompier » permettant d'assurer un débit minimum de 300 m<sup>3</sup>/h en puisant dans les réserves en eau (bassin d'orage, barrage des Moulinets ...). La durée nécessaire à la mise en place de cette alimentation est d'environ huit heures.

En complément, un envoi d'eau vers les cuves pourrait être effectué afin de diluer leur contenu, augmentant par voie de conséquence le délai d'atteinte d'ébullition des solutions et ainsi celui de la mise en œuvre des moyens de remédiation.

Par ailleurs, une alternative au mode de refroidissement des cuves d'entreposage des produits de fission est possible : il s'agit d'utiliser les rampes d'arrosage placées dans les cellules en proximité des cuves, en connectant les tuyauteries de traversée de parois aux tuyauteries souples du circuit de refroidissement.

De plus, afin d'optimiser les ressources en eau, les refoulements des circuits de refroidissement pourront être dirigés vers les bassins d'orage et non plus vers les réseaux de collecte d'effluents.

La mesure des températures des solutions présentes dans les cuves permet de vérifier que le risque d'ébullition est écarté, et ainsi de pouvoir affirmer que l'état ultime est atteint et maintenu.

### 9.1.3 Entreposages de solutions de fines et de rinçages basiques

La logique du scénario aggravé concernant les cuves d'entreposage des solutions de fines et de rinçage basique est présentée au paragraphe 4.3.

Compte tenu de la robustesse des structures du génie civil constituant les cellules d'entreposage et de la robustesse de la conception des cuves, le maintien de l'étanchéité des cuves et des circuits internes d'alimentation en air de balayage n'est pas remis en cause dans le cadre du scénario aggravé.

La perte des surpresseurs d'air permettant la dilution de l'hydrogène de radiolyse dans les cuves constitue le cadre du scénario aggravé.

Les conséquences potentielles sont, le risque d'explosion suite à l'accumulation d'H<sub>2</sub> dans le ciel des cuves dans un délai compris entre 7,5 heures et 48 heures selon les cuves concernées.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 263/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Pour prévenir cet accident, les actions sont :

- l'estimation du délai d'atteinte de la concentration en hydrogène dans le ciel des cuves,
- le contrôle du système de balayage de sauvegarde. On postule cependant une défaillance de ce système dans la suite de l'exercice,
- le choix de la solution de remédiation,
- la mise en place des moyens nécessaires.

La situation envisagée nécessite la mise en œuvre d'un moyen complémentaire fournissant un débit d'air de balayage susceptible de maintenir la concentration en hydrogène en deçà de la LII.

#### **9.1.4 Entreposages d'oxyde de plutonium**

L'objectif est d'assurer le refroidissement des fosses d'entreposage d'oxyde de plutonium des installations BSI et BST1.

Ceci suppose de réalimenter électriquement les ventilateurs de ces fosses pour assurer l'évacuation des calories.

#### **9.1.5 Décanteuses Pendulaires Centrifuges**

L'objectif est de procéder à la mise en rotation de la centrifugeuse de manière à décolmater les fines agglomérées pour parvenir à une mise en solution des fines décolmatées.

Pour prévenir cet accident, les actions sont :

- le contrôle du système de sauvegarde des ateliers concernés. Dans la suite de l'exercice on postulera la perte de ce système,
- la mise en rotation manuelle de la centrifugeuse,
- l'apport d'eau sous pression.

Les matériels de remédiation sont déjà en place dans l'atelier. Ces actions ne nécessitent que des moyens humains.

#### **9.1.6 Cas des autres installations du site**

Pour l'ensemble des scénarios du périmètre des installations à l'arrêt identifiées au chapitre 4, l'objectif est d'établir dans un délai de 24 heures un état des lieux du confinement des silos afin de décider la mise en place des moyens de remédiation pré définis.

#### **9.1.7 Synthèse des besoins en situation de scénario aggravé**

Le tableau 63 ci-après présente chronologiquement, dans le cas de l'ensemble des scénarios aggravés, les actions identifiées dans les 48 premières heures et les ressources en utilités nécessaires.

Ce tableau reprend également les besoins pour les piscines et les cuves d'entreposages des solutions de produits de fissions pour lesquels les délais de mise en œuvre sont supérieurs à 48 heures.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 264/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Type de remédiation	Ateliers	Equipements	Moyens matériels		Délai avant remédiation  en heure
			Eau en m <sup>3</sup> .h <sup>-1</sup>	Air en m <sup>3</sup> .h <sup>-1</sup>	
3	R1	2 cuves relais de fines		0,26	7.5
3	T2 C/D	2 cuves d'entreposage de fines		2,66	13
1	T2 C/D	2 cuves d'entreposage et 2 cuves relais de CPF	121		17 - 19
1	SPF 5/6	7 cuves d'entreposage et 4 cuves relais de CPF	247		18 - 25
2	BSI	Fosses d'entreposage de PuO <sub>2</sub>			20
2	BST1	Fosses d'entreposage de PuO <sub>2</sub>			20
3	T2	2 cuves relais de fines		0,29	20
3	T1	2 cuves réception de fines		0,22	23
3	R1	4 cuves d'entreposage de fines		1,66	23
1	T7	6 cuves d'entreposage de CPF	71		25
3	T7	1 cuve de solution RB		0,13	26
3	R7	1 cuve de solution RB		0,13	28
1	T2	Condenseurs des 3 évaporateurs	116		44
3	R7	1 cuve d'entreposage de fines		0,072	48
4	R1/T1	4 DPC			50
1	Piscines C D E	Bassins	45		52
1	NPH	Bassins	15		52
1	R2	Condenseurs des 3 évaporateurs	124		65

**Tableau 63 – Scénario aggravé - Liste des actions de remédiation à réaliser potentiellement dans les 48 h**

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 265/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le tableau 63 ci avant permet de définir 3 principaux types de remédiations.

Le type 1 consiste à mettre en place des moyens d'alimentation en eau à proximité des bâtiments afin de pouvoir alimenter les consommateurs identifiés dans le tableau.

A partir de moto-pompes, un réseau de tuyaux type pompier distribue l'eau jusqu'au circuit de refroidissement interne des cuves ou dans les bassins des piscines.

Les besoins identifiés conduisent à un débit potentiel en eau de  $820 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ . La disponibilité de multiples sources et d'un volume dépassant les  $280\,000 \text{ m}^3$ , dont la robustesse est démontrée au chapitre 5, permet une autonomie suffisante au temps de rétablissement des systèmes de refroidissement.

Le type 2 consiste à alimenter par un groupe électrogène de remédiation, un ventilateur des fosses d'entrepôts d'oxyde de plutonium.

Les besoins identifiés sont de 108 kW pour BSI et de 55 kW pour BST1.

Les groupes électrogènes possèdent une autonomie de plusieurs heures, dont le ravitaillement sera réalisé périodiquement à l'aide de citernes mobiles.

Le redémarrage d'un ventilateur dans le délai prédéfini suffit pour atteindre l'état ultime de l'installation selon le paragraphe 4.3.

Le type 3 consiste à mettre en place un balayage d'air dans les cuves présentant un risque d'explosion interne en cas d'accumulation de l'hydrogène de radiolyse.

Ces débits d'air seront fournis en cas d'indisponibilité des moyens de sauvegarde par des racks de bouteilles d'air comprimé prédisposés dans les installations. Les raccordements entre les tuyauteries de balayages des cuves pourront être réalisés par des tuyaux de jonction mobiles.

Les besoins globaux identifiés sont de l'ordre de  $7 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ . Une bouteille standard, L50, contient  $10 \text{ m}^3$  de gaz. Celles-ci peuvent être regroupées en rack, par exemple de 6 ou 10 pour obtenir une autonomie suffisante avant leur premier remplacement ou remise en fonction des dispositifs de balayage.

Pour ce cas, il est nécessaire de connaître les débits d'air injecté dans les cuves des équipements pour s'assurer d'une dilution suffisante, et garantir la maîtrise du risque d'explosion.

Le type 4 consiste à effectuer l'opération de décolmatage des DPC. Les procédures existantes décrivent la nature des interventions manuelles. Cette opération, une fois réalisée, garantit un état sûr de l'équipement, sans aucune autre intervention particulière par la suite.

### 9.1.8 Stratégie de remédiation

Le tableau 63 présente la chronologie selon laquelle, la totalité des équipements identifiés comme participant au scénario aggravés, défini au paragraphe 4.3, doit être traitée. En réalité, le retour d'expérience d'exploitation des installations montre que les paramètres dimensionnant le délai de remédiation, tel la puissance thermique, l'activité radiologique n'est que très rarement aux valeurs maximales aboutissant au délai minimum figurant dans le tableau 63.

Ainsi, il apparaît que la connaissance actualisée des paramètres précédents, pour l'ensemble des installations, permet d'établir un diagnostic, sur les équipements nécessitant ou non une action à court terme. La période d'actualisation des données serait bien entendu ajustée selon sa période d'évolution dans le procédé. A titre d'exemple, les puissances thermiques des entrepôts peuvent être enregistrées mensuellement, alors que, pour toutes opérations de transfert de solution (transitoire), celle-ci le serait quotidiennement.

L'accès à ces informations permettrait dans les premières heures de positionner de manière efficace les personnels disponibles selon l'urgence réelle des installations à gérer.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 266/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 9.2 Moyens d'intervention prévus sur le site

Le site AREVA de La Hague dispose d'un Plan d'Urgence Interne (PUI) qui précise l'organisation et les moyens à mettre en œuvre en cas de situation accidentelle.

L'organisation mise en place et les moyens prévus dans le cadre du PUI permettent :

- de gérer une situation de crise,
- de réaliser un diagnostic/pronostic et une évaluation de l'incident,
- d'effectuer un ensemble d'actions conduisant à la mise en œuvre de moyens pour maintenir le niveau de sûreté des installations concernées, ou de les ramener dans un état sûr,
- d'assurer la protection du personnel,
- de donner aux pouvoirs publics des informations concernant un éventuel impact de l'événement sur l'environnement et la population.

Cette organisation repose d'abord sur les moyens utilisés pour l'exploitation normale des installations.

Il s'agit :

- pour un atelier, des équipes d'exploitation dirigées par un Chef de Quart sous l'autorité d'un Chef d'Installation,
- pour le site, d'un Ingénieur de Sûreté et d'Exploitation (ISE) assisté d'un Technicien Supérieur de Quart,
- pour l'ensemble de l'établissement, des équipes de soutien technique en service continu : secteurs de maintenance, secteur de Prévention Radioprotection (PR), Formation locale de sécurité (FLS),
- d'une équipe d'astreinte composée d'Ingénieurs et de Techniciens spécialistes qui assurent une permanence hors heures ouvrées.

En situation de crise, l'organisation normale d'exploitation est complétée par une organisation PUI qui permet la mise en œuvre des moyens nécessaires pour limiter les conséquences de l'accident.

Le PUI a aussi pour rôle d'apporter à l'exploitant assistance et conseils.

Cette organisation prend le pas sur l'organisation normale d'exploitation.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 267/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Dans le cas où la situation aurait ou serait susceptible d'avoir des conséquences sur les personnes ou l'environnement à l'extérieur du site, le plan particulier d'intervention (PPI) peut être déclenché par le Préfet. Ce PPI est déclenché pour coordonner les moyens de secours humains et matériels mis en œuvre pour protéger la population et/ou remédier aux impacts potentiels ou avérés à l'extérieur de l'Etablissement.

Dans le cas de certaines situations accidentelles à cinétique rapide ayant des conséquences sur les personnes à l'extérieur du site, le Directeur de l'Etablissement peut, par délégation, enclencher la « phase réflexe » du PPI (mise en marche des sirènes d'urgence et déclenchement du système d'appel téléphonique SAPPRE) qui entraîne la mise à l'abri de la population.

## **9.2.1 Description des moyens propres de l'organisation de crise PUI La Hague**

Les principaux moyens propres au fonctionnement du PUI sont décrits ci après.

### **9.2.1.1 Locaux utilisés par l'organisation de crise**

L'organisation de crise de l'Etablissement repose sur la mise en place de postes de commandement (PC), établis sur ordre du Directeur.

Le Directeur de l'Etablissement est le responsable AREVA La Hague local de la gestion de la crise. Il assure la coordination générale de l'intervention à l'intérieur de l'Etablissement et les liaisons officielles de celui-ci avec le PCD N (Poste de Commandement Direction National) d'AREVA, les pouvoirs publics au niveau local (Préfecture, sous préfecture...), et au niveau national (ASN).

Les postes de commandement de l'Etablissement sont le Poste de Commandement Direction Local (PCD-L), le ou les Postes de Commandement Avancé (PCA), le Poste de Commandement Environnement (PCE), et le Poste de Commandement de sécurité de la FLS (PCS).

#### Poste de Commandement Direction Local (PCD-L)

Il est installé dans le bâtiment de la FLS. Le PCD-L est chargé de diriger les opérations à l'intérieur de l'Etablissement et de fournir les informations nécessaires aux pouvoirs publics et au niveau national d'AREVA.

Ce PC est constitué a minima des responsables suivants (ou en dehors des heures ouvrées, de leurs astreintes) assurant le pilotage de groupes de spécialistes (Responsables d'Actions) :

- Directeur chargé de la cellule Direction,
- Directeur d'exploitation concerné par l'évènement, chargé de la cellule d'intervention,
- Directeur Adjoint, chargé de la cellule de communication,
- Directeur « DQSSE », chargé de l'Equipe Technique de Crise Locale (ETC-L).

#### Postes de Commandement Avancé (PCA)

Ils sont installés dans les salles de conduite des installations concernées, ou dans une des salles répertoriées comme PCA et munie des moyens de communication.

Ils sont placés sous l'autorité du Chef de l'installation assistés de spécialistes d'entités transverses et ont pour rôle :

- d'effectuer les manœuvres de sécurité et de donner l'alerte,

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 268/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- de lutter contre l'accident et d'en limiter les conséquences,
- de porter assistance aux personnes en danger à l'intérieur de l'installation,
- de stabiliser localement la situation de crise dans l'objectif d'y remédier.

#### Poste de Commandement Environnement (PCE)

Il est situé au dernier étage du bâtiment radioprotection environnement.

Le PCE est placé sous l'autorité du responsable de l'entité évaluation DQSSE/PR/E et a pour rôle la recherche, la centralisation, l'analyse et l'interprétation :

- des mesures météorologiques,
- des mesures de radioprotection à l'intérieur et à l'extérieur de l'Etablissement,
- d'établir une cartographie des impacts radiologiques à l'extérieur des installations.

#### Poste de Commandement de Sécurité de la Formation Locale de Sécurité (PCS)

Il est installé au sous-sol du bâtiment de la FLS et placé sous l'autorité d'un Chef de brigade.

#### Locaux dédiés

Les locaux de l'organisation de crise de La Hague sont situés dans le bâtiment 303.3 (PCD-L, PCS), au bâtiment 148.0 (PCE) et en général pour les PCA, dans la salle de conduite de l'installation.

Le PCD-L est constitué de quatre cellules de crise réparties dans des salles attenantes au sein du PCD-L et sont dédiées à la gestion de crise :

- la cellule Direction,
- la cellule de gestion de l'Intervention,
- la cellule de l'équipe technique de crise locale,
- la cellule Communication.

Ces locaux de l'organisation de crise (PCD-L, PCS) sont secourus électriquement (groupe électrogène FLS) et autonomes en eau. La ventilation du bâtiment permet la mise en surpression filtrée de ces locaux vis-à-vis de l'extérieur.

Leurs accès sont instrumentés vis-à-vis des risques radioactifs (contamination) avec du matériel de contrôle de radioprotection (CV28 et Polyradiamètre). Ce matériel positionné en entrée du couloir d'accès permet de procéder au contrôle préalable des personnels devant composer le PC de Crise Locale

Le cheminement d'accès au PC de crise depuis l'entrée extérieure du bâtiment FLS jusqu'à son accès souterrain, de par sa conception dite « architecte » (non nucléaire), présente une robustesse au séisme de magnitude 5,3 correspondant à une intensité VII sur l'échelle MSK, ce qui correspond à la magnitude maximale du séisme observé dans la région.

Les PCA, implantés dans les salles de conduite des Installations, sont pour l'usine UP3 et UP2-800 dimensionnés au séisme.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 269/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

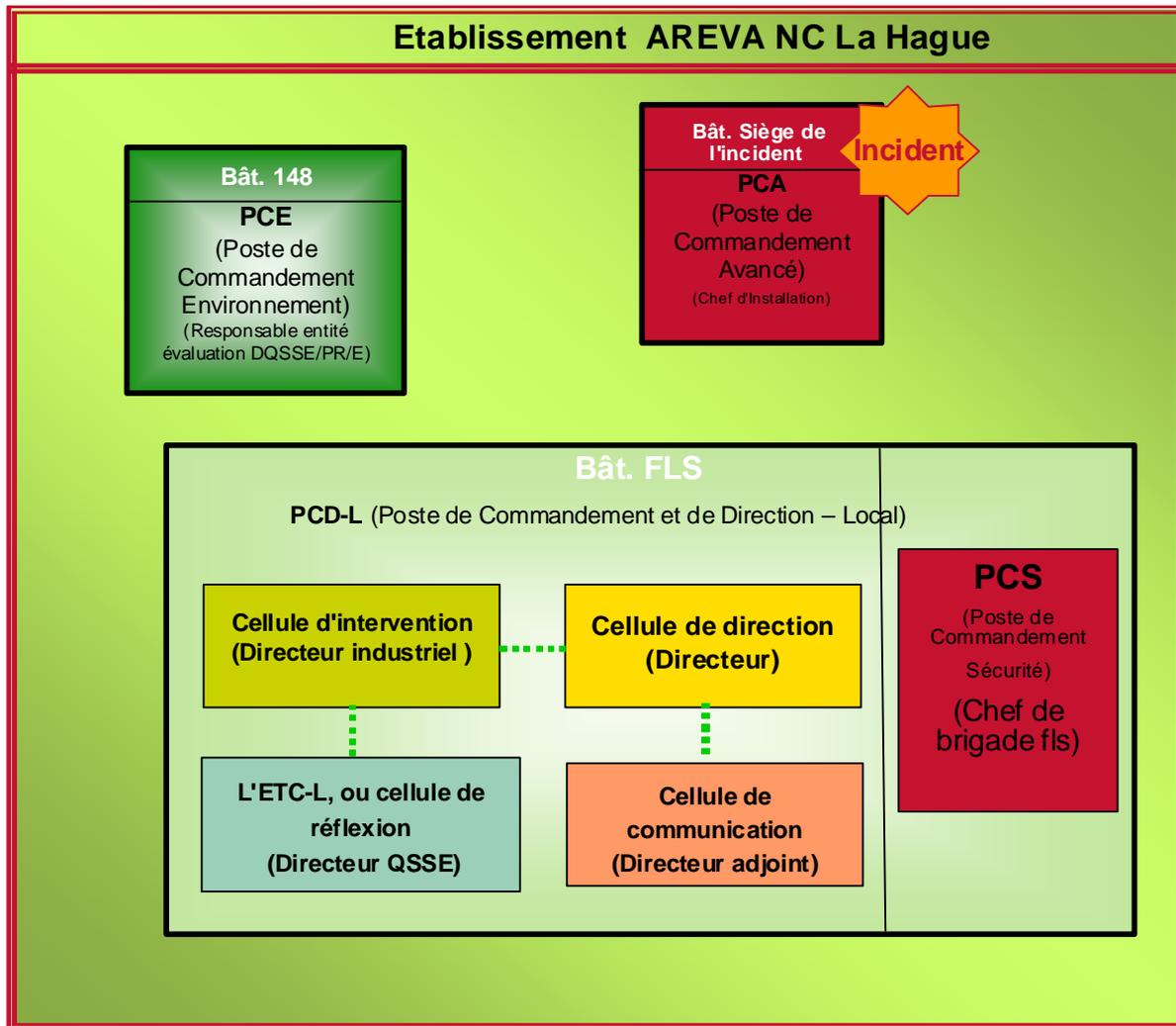


Figure 61 – Locaux utilisés par l'organisation de crise

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 270/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 9.2.1.2 Moyens de communication

Les moyens de communication internes à l'Etablissement sont diversifiés :

- Réseau de téléphones fixes permettant les communications sur l'Etablissement vers et depuis le réseau public. Ce réseau, composé de cinq machines (PABX) interconnectées, dessert environ 7000 lignes.

Chaque PABX est alimenté sur 220 V, via un redresseur/chargeur de batteries 48 V. Chaque batterie dispose d'une autonomie minimum de 2h00 en cas de perte 220 V. Néanmoins, en cas de perte de l'alimentation EDF, les PABX sont réalimentés soit par la Centrale Autonome, soit depuis la Centrale de Secours du poste P0. Dans le cas exceptionnel et très dégradé où l'ensemble de ces moyens ne pourraient être mis en œuvre, les PABX pourraient également être alimentés à partir de Groupes Electrogènes mobiles présents sur site.

- Réseau téléphonique de sécurité, comprend 600 postes téléphoniques rouges, raccordés sur deux PABX redondants assurant les communications depuis chaque ligne directe vers le PCS et vice versa. Ce réseau est secouru par deux groupes électrogènes à temps 0, via un chargeur/redresseur de 48 V dont l'autonomie est de 2h00 minimum.
- Système d'appel Général de Sécurité (AGS) en complément des systèmes de téléphonie. Les messages de sécurité sont diffusés depuis le PCS de la FLS. L'AGS est secouru par un groupe électrogène à temps 0. Les amplificateurs, assurant la sonorisation des bâtiments sont alimentés depuis un groupe électrogène à temps 0 pour l'usine UP2 et depuis un onduleur (batterie 1h00) pour l'usine UP3.
- Le réseau de radio du site, constitué d'un relais duplex alimenté via une batterie 24 V, d'une autonomie de 4h00 minimum : il est composé d'une trentaine de talkies-walkies connectés en permanence sur des « chargeurs conditionneurs ». Il a pour vocation d'être mis à disposition d'une ou de plusieurs entités qui en auraient le besoin.

Enfin, chaque salle de conduite dispose de son propre réseau de talkies-walkies connectés en permanence sur des « chargeurs conditionneurs ».

- Les communications externes à partir des lignes directes, dites de sécurité du PC de crise (Rimbaud, France télécom, Préfecture) sont indépendantes. Leur alimentation est soit fournie par des batteries locales (ligne BL), soit par le réseau public.

Enfin, en cas de perte d'une grande partie de ces moyens, les informations et messages pourraient être transmis par porteur à l'intérieur de l'Etablissement, compte tenu du nombre de personnes présentes sur site quotidiennement et qui seraient réaffectées spécifiquement à cette tâche.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 271/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 9.2.1.3 Moyens et matériels prévus pour intervention

#### Réserves d'eaux disponibles sur l'Etablissement

En cas de besoin en eau pour assurer le remplissage et/ou le refroidissement des piscines d'entreposage et des cuves de produits de fission, les réserves en eau présentes sur le site de La Hague peuvent être utilisées :

- La réserve d'eau brute dédiée au réseau incendie. Elle est constituée par le bassin Ouest d'une capacité entre 30 000 et 55 000 m<sup>3</sup>. Elle est équipée d'une pompe et d'une motopompe diesel dimensionnées pour assurer chacune un débit de 600 m<sup>3</sup>/h.
- La réserve d'eau brute alimentant le site de La Hague. Elle comprend :
  - . le barrage des Moulinets (volume de la retenue : 410 000 m<sup>3</sup>, volume minimum garanti de 250 000 m<sup>3</sup>). Il est doté de deux pompes de relevage qui assurent chacune un débit de 100 m<sup>3</sup>/h et d'une motopompe de secours qui permet d'alimenter le bassin Ouest à un débit de 250 m<sup>3</sup>/h,
  - . le barrage de Froide Fontaine (volume de la retenue : 5 000 m<sup>3</sup>).

#### Moyens d'intervention incendie propres à l'Etablissement

##### a) Extincteurs

Des extincteurs sont répartis, en fonction des risques, dans toutes les installations.

Il s'agit d'extincteurs à poudre, eau pulvérisée et CO<sub>2</sub>.

Quelques extincteurs spéciaux à poudre pour feux de métaux existent dans certaines installations.

##### b) Installations fixes d'extinction automatique

Certains locaux du site sont équipés d'une installation fixe d'extinction automatique.

##### c) Moyens matériels mobiles de la FLS

- trois fourgons-pompes tonne de 180 m<sup>3</sup>/h sous 15 bars,
- une motopompe de 120 m<sup>3</sup>/h sous 15 bars,
- trois remorques de poudre de 700 L chacune,
- quatre remorques d'émulseur de 10 000 L chacune,
- un générateur à mousse à haut foisonnement et sa réserve d'émulseur,
- une réserve mobile d'émulseur,
  - . un voluseur mobile,
  - . un véhicule moto pompe de 240 m<sup>3</sup>/h.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 272/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### d) Organisation humaine

Le premier niveau d'intervention est le GLI (Groupe Local d'Intervention) de l'installation, il est chargé de :

- donner l'alerte,
- guider et renseigner les secours,
- mettre en œuvre les extincteurs et les matériels de première intervention,
- surveiller les filtres du Dernier Niveau de Filtration des réseaux de ventilation du bâtiment.

Les membres des GLI reçoivent une formation spécifique de base et participent à des exercices périodiques.

Le deuxième niveau d'intervention est la Formation Locale de Sécurité (FLS).

Outre sa mission de lutte contre l'incendie, la FLS remplit d'autres missions, en particulier de protection physique et de secours à victime. De plus, elle est en mesure de diffuser des messages par une interphonie générale et de soutenir le PC en situation de crise.

La permanence est assurée par des équipes postées avec un effectif suffisant pour assurer les missions pré-citées.

#### Moyens complémentaires externes

En cas de besoin, l'Etablissement peut faire appel à des moyens publics pour la lutte contre l'incendie.

Il existe au PCS (Poste de Commandement Sécurité) de la FLS une ligne directe avec le Centre de Secours Principal de CHERBOURG.

En situation de P.U.I., cette ligne est basculée au PCD-L (Poste de Commandement de Direction Local).

De plus par l'intermédiaire de conventions passées avec d'autres intervenants potentiels, l'Etablissement peut se doter de capacités de réponses organisationnelles ou matérielles graduées et proportionnées, exemple :

- Le Service Départemental de Secours et d'Incendie de la Manche (SDIS 50) met à disposition un officier de liaison au sein même du PCD-L de l'Etablissement dès l'engagement de ses hommes et de matériels sur l'Etablissement.
- La Convention quadripartite permet de faire appel à des moyens en hommes et en matériels spécialisés venant des deux autres sites nucléaires départementaux que sont : EDF Flamanville, et le Port militaire de Cherbourg, sous le contrôle de la préfecture de la Manche.

Le protocole ratifié avec le GIE INTRA permet sous 24h00, l'intervention de matériels robotisés et/ou télé pilotés à distance accompagnés de leurs pilotes ou le déploiement de moyens de mesures héliportables.

Bien entendu, s'ajoute à ces moyens, ceux mobilisables au sein du groupe AREVA, tels des personnels d'autres sites français.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 273/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### Autres moyens de secours ou d'intervention

Outre les moyens spécifiques de lutte contre l'incendie, la FLS dispose d'autres moyens de secours ou d'intervention.

#### a) Véhicules divers d'intervention

- un véhicule faisant office de PC mobile,
- des moyens de force et levage,
- des moyens de lutte contre les risques technologiques.

#### b) Moyens de secours et d'assistance aux victimes

- deux ambulances type V.S.A.V.
- un véhicule spécialisé pour le transport de personnes contaminées.

### Moyens de lutte en cas d'accident de criticité

En cas d'accident de criticité, un des moyens de remédiation est l'injection de solution de nitrate de gadolinium, à une concentration définie, dans l'appareil concerné. L'Etablissement dispose, au Magasin Central, d'un stock de dix fûts (150 L) de solution de nitrate de gadolinium (concentration supérieure ou égale à 300 g/L)

### Moyens utiles au traitement des blessés et/ou à leur l'évacuation

#### Moyens sur le site

#### a) Organisation du secteur Santé au travail (DQSSE/SAN)

Pour assurer sa mission, le secteur DQSSE/SAN dispose :

- de médecins du travail (en heures ouvrées et en astreinte), infirmiers (en régime 2x8 et en astreinte) et psychologue du travail,
- de salles de consultation et d'exams spécialisés, d'un bloc de décontamination et d'une salle de réanimation,
- d'équipements de soins conditionnés en coffres ou en cantines placés dans les remorques médicales d'urgence, permettant d'intervenir hors du bâtiment médical.

DQSSE/SAN s'appuie sur la FLS pour intervenir sur le terrain ainsi que pour le transport des victimes, y compris des victimes potentiellement radio contaminées.

Si nécessaire, le médecin DQSSE/SAN fait appel au SAMU 50.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 274/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## b) Organisation du secteur Analyses Médicales (DQSSE/AM)

DQSSE/AM dispose :

- durant les heures ouvrées, du personnel et des moyens nécessaires pour assurer les analyses prescrites en cas d'accident radiologique,
- en dehors des heures ouvrées, de personnel en astreinte à domicile.

DQSSE/AM, enregistré comme laboratoire auprès de la Préfecture de la Manche et accrédité COFRAC, dispose des installations nécessaires pour effectuer :

- des analyses radiotoxicologiques,
- des mesures anthroporadiométriques.

### Moyens extérieurs

Si nécessaire, certains blessés peuvent être évacués dans des hôpitaux de la région ou des établissements spécialisés.

L'Etablissement a passé une Convention avec le Centre de Traitement des Blessés Radio Contaminés (CTBRC), installé au Centre Hospitalier du Cotentin (à Cherbourg) pour permettre la prise en charge de personnes contaminées et/ou irradiées.

Concernant le transport des blessés ou autres (personnels contaminés et/ou irradiés), l'Etablissement, outre ses propres moyens, pourrait faire appel à des moyens mis en œuvre par le Préfet dans le cadre du P.P.I.

### Matériels divers disponibles sur l'établissement

#### Véhicules divers

Un parc de véhicules et d'engins mobiles servant à l'exploitation de l'Etablissement peut être réquisitionné en cas de situation de crise.

L'entité Evaluation du Secteur PR dispose en permanence d'un véhicule tous terrains et d'un véhicule rehaussé.

Matériel disponible pour l'activité des transports internes :

- des chariots élévateurs de 8 à 16 t,
- des tracteurs de type agricole pouvant être équipés de lames,
- des remorques à plateau,
- 1 citerne de transport d'effluents (10 m<sup>3</sup>).

#### Groupes électrogènes mobiles

L'Etablissement (secteur Production Energie DEMC/PE) possède des groupes électrogènes (GE) basse tension sur remorque, disponibles pour répondre aux besoins temporaires (de 30 à 750 KVA).

L'information sur la disponibilité et la localisation de ce parc matériel est disponible en salle de conduite DEMC/PE.

L'Etablissement, de par ses activités de maintenance, entretien des liens renforcés avec des sociétés de louage de groupes électrogènes, ce qui faciliterait des approvisionnements de GE complémentaires en cas de crise.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 275/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### Pompes mobiles immergeables

L'Etablissement (secteur DEMC/PE) dispose d'un parc de pompes mobiles immergeables (permettant des débits liquides jusqu'à 150 m<sup>3</sup>/h).

L'information sur la disponibilité et la localisation de ce parc matériel est disponible en salle de conduite DEMC/PE.

#### Ballons obturateurs

L'Etablissement (secteur DEMC/PE) dispose d'un ensemble de ballons obturateurs gonflables de différents diamètres susceptibles d'être placés à l'intérieur de canalisations afin de limiter la propagation d'une pollution.

L'information sur la disponibilité et la localisation de ce parc matériel est disponible en salle de conduite DEMC/PE.

#### 9.2.1.4 Divers

Une quinzaine de couchages fixes (4 en chambres simples et une dizaine en chambre doubles) sont disponibles 24hx24h au PCD-L.

Des moyens de couchages complémentaires pour les équipes mobilisées sont stockés au PCD-L et peuvent être accrus.

Ces équipes qui resteraient sur place peuvent disposer d'aliments et boissons disponibles dans les restaurants d'entreprise.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 276/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

## 9.2.2 Moyens d'accès au site

Le site bénéficie d'une infrastructure routière développée constituée :

- d'un axe principal entre CHERBOURG et le Site (D901),
- d'un axe aménagé pour les convois exceptionnels entre VALOGNES et le Site (N13-D58-D22-D901),
- d'un axe secondaire par la côte Nord (D45-D402-D203).

Le site dispose également d'une aire pour hélicoptère et d'aires de parking disponibles, et est situé à 36 km de l'aéroport de CHERBOURG-MAUPERTUS capable de recevoir des avions gros porteurs.

Le site dispose au sud de deux entrées principales et de 3 autres entrées réparties sur l'ensemble du périmètre.

## 9.3 Prise en compte des éléments aggravants au niveau de la plateforme

Les dimensions du site, la robustesse limitée de certains bâtiments de soutien (FLS, infirmerie, bâtiment administration, bâtiment 148) constituent des éléments aggravants au niveau de la plateforme.

Dans l'objectif de préciser et optimiser les actions de remédiation dans le cas d'un scénario aggravé, les dispositions suivantes seront étudiées :

- l'équipement par raccords pompiers de certaines boucles internes des circuits de refroidissement d'appareils nécessitant une action de remédiation dans un délai de 48 heures.
- l'accroissement du parc de moto-pompes et accessoires associés pour la distribution de l'eau nécessaire à l'atteinte de l'état sûr ultime des installations afin de prendre en compte le caractère aggravé du scénario.
- l'implantation de cadres de bouteilles d'air comprimé dans certains bâtiments où une action de remédiation vis-à-vis du balayage de l'hydrogène de radiolyse est nécessaire dans un délai inférieur à 48 heures.
- l'adaptation des installations de ventilation des entreposages BSI et BST1 pour permettre un refroidissement minimum passif (tirage naturel).
- la mise à disposition de moyens supplémentaires d'évaluation de l'impact radiologique autour du site (de type camion mobile ZIPE équipé de moyens de calcul d'impact).
- l'accroissement de la capacité à prélever de l'eau dans le milieu naturel en ajoutant aux dispositifs existants (barrage des Moulinets, bassin d'orage), des puits de pompage dans la nappe phréatique au plus près de certaines installations.
- l'aménagement dans le bâtiment R2 et dans le Bâtiment Central UP3 de locaux abritant l'organisation de gestion de crise, redondants au PC de crise existant.
- l'adéquation des moyens de communication existants à une situation dégradée entre, d'une part les équipes de remédiation et les postes de gestion de crise, et d'autre part entre les postes de gestion de crise et les administrations compétentes.
- l'agrandissement et l'amélioration des moyens matériels de remédiation afin de prendre en compte l'évolution du parc induite par l'étude des effets des scénarii aggravés.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 277/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Dans l'estimation du périmètre réel d'intervention dans un scénario d'accident grave au niveau du site, il est nécessaire de prendre en compte les éléments suivants :

- le périmètre des équipements retenus au titre du scénario d'accident grave couvre des équipements dont le temps d'utilisation est très variable. Pour certains d'entre-eux, les états conduisant à un risque d'accident grave correspondent à la prise en compte d'opérations de courte durée programmées. La phase de diagnostic basée sur des données actualisées est de nature à écarter ou à différer un nombre significatif de cas de remédiation :
  - . correspondant à des situations inexistantes sur le site au moment de la survenance de l'évènement sismique pour des équipements de transfert en particulier,
  - . correspondant à des situations où les conditions réelles de fonctionnement, en terme de volume de remplissage ou de PVC des solutions par exemple, telles qu'elles impliquent un délai beaucoup plus important d'apparition de l'effet falaise,
- compte tenu des niveaux de robustesse des installations des INB 116 et 117 vis-à-vis de l'aléa sismique et du nombre important d'installations indépendantes retenues, il est raisonnable de considérer que l'ensemble des installations identifiées ne feront pas l'objet d'une perte durable des fonctions sauvegardées, L'identification des installations endommagées est un objectif prioritaire de la phase de diagnostic après séisme.

De manière très enveloppe, les moyens matériels de remédiation sont dimensionnés dans cette analyse pour 100% des équipements identifiés dans les scénarios et une probabilité d'occurrence des dommages de 50 % des équipements a été considérée pour l'examen final des moyens humains nécessaires.

Ainsi, d'un point de vue organisationnel, la gestion des ressources humaines se présente de la façon suivante :

- en premier lieu, l'effectif de mise en état sûr et de surveillance des installations (équipes postées d'exploitation, de maintenance, de radioprotection et pompiers (FLS)) sur site,
- en second lieu, les ressources de l'organisation de crise déclenchée par la fonction direction après détection de l'évènement.

Les ressources sont celles constituant normalement le PUI complétées de l'ensemble des personnels d'astreinte prévus dans les différentes structures.

- en troisième lieu et afin de compléter les ressources humaines nécessaires à la mise en œuvre des moyens de remédiation, la constitution d'un premier renfort mis en place dans la première journée.

Il est établi par la direction de la cellule de crise et sa composante Relation Humaine sur la base des listes de personnels disponibles par métier. Ce renfort, évalué à environ cent personnes, est constitué de :

- . personnels d'exploitation expérimentés,
- . personnels de maintenance,
- . personnels de radioprotection,
- . pompiers.

Un second renfort de même composition est constitué au second jour pour poursuivre les actions de remédiations.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 278/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

De plus, les responsables de maintenance mobilisés dans le cadre de l'organisation de crise peuvent appeler en renfort des ressources complémentaires. Ces ressources sont prévues dans une liste d'astreinte offrant une large couverture de compétences techniques.

Par ailleurs, l'organisation de la cellule de crise gère le renouvellement des équipes et fait appel en fonction des besoins à des moyens externes (prestataires, moyens publics).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 279/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

# CHAPITRE 10

## CONDITIONS DE RECOURS AUX ENTREPRISES PRESTATAIRES

---

Les prestations de fabrication pure ou d'approvisionnement de fournitures sur catalogue ne sont pas concernées par ce chapitre. Seules les activités nécessitant une intervention sur site sont prises en considération dans la suite du document.

Les activités concernées relèvent de l'exploitation des installations et du site au sens large avec :

- la production,
- les supports à la production comme la gestion des utilités, des effluents, des déchets,
- la maintenance,
- les travaux et modifications,
- les appuis transverses comme les contrôles et essais périodiques (CEP), l'infogérance.

### 10.1 Politique industrielle

Le site industriel AREVA La Hague est spécialisé dans le traitement et recyclage des combustibles nucléaires usés, le conditionnement des déchets ultimes et le traitement des effluents.

Ces activités font appel à la chimie, à la mécanique, à la vitrification, à la cimentation.

L'établissement AREVA La Hague conduit aussi des activités de valorisation sur le périmètre des ateliers des installations nucléaires de base INB 80, 33, 38 et 47.

#### 10.1.1 Orientations générales

Les principes de politique industrielle d'AREVA La Hague sont définis par la Direction Générale et partagés en Comité de Direction Exploitation du site.

Certaines décisions de recours à une entreprise prestataire peuvent faire l'objet d'une présentation suivie d'une validation par les Business Units (BU) Recyclage ou Valorisation auxquelles est rattaché l'établissement AREVA La Hague.

Suivant l'enjeu, le Business Group (BG) Aval voire la Direction Générale du groupe (avec passage en comité opérationnel) peuvent être sollicités pour valider l'orientation et le choix final.

Le dernier dossier qui a donné lieu à une remontée au BG pour validation concerne l'internalisation de la mission d'Ingénieur Sûreté en assistance aux opérationnels.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 280/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les principales orientations relatives à la politique industrielle d'AREVA La Hague sont :

- de réaliser en interne l'ensemble des activités dites « cœurs de métiers ou compétences »,
- d'avoir recours autant que possible aux entités spécialisées du groupe sur les domaines de l'ingénierie cœur procédé, des systèmes d'information sécurisés, des transports de matières radioactives, de l'assainissement et du démantèlement,
- d'avoir recours à des entités spécialisées, du groupe ou extérieures, pour prendre en charge des missions d'opérateur industriel (OI) relativement à l'exploitation d'installations comme la centrale à béton, la blanchisserie, la station d'épuration (cf. paragraphe 10.1.3 pour un panorama),
- d'avoir recours à des entreprises extérieures spécialisées en génie civil, en manutention, en maintenance d'équipements, en gestion documentaire, en services généraux, de façon plus générale pour toutes les activités hors cœurs de métiers du groupe.

AREVA La Hague privilégie des sociétés spécialisées autour de métiers forts (téléopération, utilités, mécanique des boîtes à gants), présentant des références dans le nucléaire, un ancrage local, et une expérience des installations et des activités du site.

Le panorama d'ensemble des recours aux entreprises prestataires est présenté dans un Comité d'Etablissement (CE) dit "vision" aux partenaires sociaux à une fréquence annuelle, dans une perspective pluriannuelle et intégrant les projections d'activités pour le site.

### 10.1.2 Faire ou faire faire

Le questionnement "Faire ou faire faire" est mis à jour une fois par an dans une revue dédiée avec la Direction, la Direction Exploitation, la Direction Qualité, Santé-Sécurité, Sûreté, Environnement (QSSE) et la Direction Achats. Les points dernièrement abordés ont concerné :

- l'internalisation de la mission d'ISE qui veille au maintien en sûreté des installations,
- l'internalisation des activités de caractérisation,
- le renforcement de la maintenance en interne et externe dans le cadre du plan 1500 tonnes,
- le transfert à une BU spécialisée du groupe (BU Logistique) des activités de transport interne.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 281/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 10.1.3 Champ des activités sous-traitées

Le panorama au 30 juin 2011 pour le site AREVA La Hague des activités réalisées en interne site, en interne groupe ou en externe par des entreprises prestataires, est présenté ci-après.

Panorama des activités sur le site AREVA La Hague			
	INTERNE		EXTERNE
	SITE	GROUPE	
Production	- Production	- OI AD1-BDH [1] → BUA	- OI DEM R7-T7
Supports	- Utilités - Métrologie	- OI AML + Transport → BUL - Gestion des déchets TFA → BUL - Gestion des déchets α, laverie → BUA	- OI station épuration - Gestion des déchets non nucléaires
Maintenance	- Maintenance cœur procédé - Maintenance utilités	- Maintenance marchés OI → BUA, L, R	- Maintenance marchés OI - Maintenance hors cœur procédé
Travaux	- Maîtrise d'ouvrage	- Ingénierie cœur procédé → DIP - Démantèlement → BUA - Surveillance intervention → BUA, DIP	- Ingénierie hors cœur procédé - Démantèlement → EE CAEAR - Surveillance intervention
Appuis	- Sécurité - Radioprotection	- Contrôles RP → BUA - Infogérance → BUSI	- Contrôles et essais périodiques - Documentation

[1] = Atelier décontamination de matériel  
EE = Entreprise Extérieure  
OI = Opérateur Industriel

**Figure 62 – Panorama des activités sur l’Etablissement AREVA de La Hague**

Les marchés d’opérateur industriel sur le site d’AREVA La Hague concernent :

- l’unité UCD de conditionnement des déchets alpha confiée à la BU Assainissement,
- l’atelier de décontamination AD1-BDH confié à la BU Assainissement,
- la laverie et la collecte - distribution du linge confiées à la BU Assainissement,
- la plateforme AML d’entreposage des emballages confiés à la BU Logistique,
- la centrale à béton pour les conteneurs béton-fibres confiée à Sogefibre de la BU Recyclage,
- les opérations de traitement des déchets en cellule démantèlement des ateliers R7 et T7 confiées à des entreprises extérieures spécialisées,
- la station d’épuration des eaux usées confiée à une entreprise extérieure spécialisée.

AREVA La Hague a rédigé un guide qui formalise une méthodologie pour préparer, réaliser, suivre une externalisation d’exploitation d’une installation nucléaire (sous forme d’un marché d’opérateur industriel). La stratégie de faire ou faire faire reposant sur une analyse de risques est une étape préalable et systématique au déroulement de la méthodologie.

Décision de l’Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 282/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Un Comité Opérateurs Industriels (COI) réunissant l'ensemble des titulaires d'un marché d'opérateur industriel est animé par la Direction du site à une fréquence semestrielle, et traite de la performance industrielle, des indicateurs QSSE et du retour d'expérience.

Les activités de maintenance d'AREVA La Hague se répartissent selon l'organisation industrielle du site sur les 2 directions d'exploitation (traitement - recyclage, moyens communs) et au sein de la Direction Technique pour les aspects méthodologiques et de standards.

La maintenance des équipements du process et des utilités industrielles est réalisée en interne par des collaborateurs AREVA qui s'appuient sur quelques contrats forfaitisés et pluriannuels pour des domaines ou métiers spécialisés (exemple des moyens de levage).

Les activités de maintenance sont par contre intégrées aux marchés d'opérateur industriel listés ci-avant et en conséquence prises en charge par les détenteurs de ces marchés.

#### **10.1.4 Politique Achats**

La politique Achats appliquée sur AREVA La Hague est la politique Achats du groupe formalisée dans un document de doctrine AREVA. Elle repose sur 4 principes directeurs :

- analyser les marchés et construire un panel mondial de prestataires,
- piloter l'ensemble des processus impliquant les prestataires,
- impliquer les prestataires dans une démarche d'amélioration continue,
- assurer l'efficacité de la fonction Achats par un contrôle permanent de sa performance.

En déclinaison de la politique Achats du groupe, les principales orientations de la politique Achats appliquée par le site AREVA La Hague sont données dans le manuel de management, la politique QSSE et la note d'organisation de la Direction Achats qui précise les missions de l'entité.

Les orientations consistent en particulier à :

- évaluer les entreprises prestataires stratégiques avec un volet QSSE,
- accompagner les entreprises prestataires dans leurs démarches QSSE,
- associer les entreprises prestataires à la dynamique de progrès continu du groupe,
- intégrer les entreprises prestataires à l'atteinte des objectifs QSSE du site,
- garantir un environnement de travail connu, sûr et sain pour l'ensemble des prestataires.

#### **10.1.5 Données quantifiées**

Le volume total d'achats de prestations par le site AREVA La Hague est de 275 millions d'euros en 2010, dont près de la moitié en interne groupe.

Hors les dépenses pour les projets de réexamens de sûreté et de procédures réglementaires, et pour les activités d'assainissement et de démantèlement en augmentation sensible, ce volume est quasi constant depuis 5 ans.

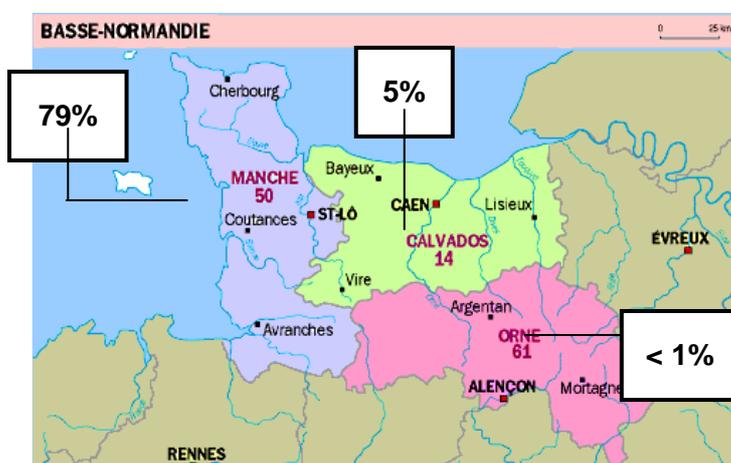
Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 283/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le volume d'achats de prestations 2010 se répartit comme suit :

<b>Exploitation</b>	<b>3 %</b>
<b>Construction, réseaux, entretien des bâtiments</b>	<b>7 %</b>
<b>Equipements et composants</b>	<b>9 %</b>
<b>Supports (utilités, laverie ...)</b>	<b>1 %</b>
<b>Transports de matières radioactives (classe 7)</b>	<b>1 %</b>
<b>Gestion des déchets</b>	<b>2 %</b>
<b>Maintenance</b>	<b>24 %</b>
<b>Ingénierie, prestations d'études et de conseil</b>	<b>40 %</b>
<b>Assainissement et démantèlement</b>	<b>6 %</b>
<b>Qualité, certification, contrôles réglementaires</b>	<b>1 %</b>
<b>Autres</b>	<b>6 %</b>

**Tableau 64 - Répartition des prestations sous-traitées**

De l'ordre de 85% du volume des prestations 2010 sont réalisées par des entreprises prestataires localisées à proximité du site AREVA La Hague, dans le département de la Manche (50) et dans les départements limitrophes.



Ille-et-Vilaine < 1 %

**Figure 63 – Répartition géographique des prestataires locaux**

Le panel des entreprises prestataires d'AREVA La Hague est stable depuis une dizaine d'années et les 10 premières entreprises prestataires représentent plus de la moitié du volume Achats.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 284/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

La grande majorité des prestations 2010 est réalisée par des entreprises prestataires spécialisées dans le nucléaire avec outre les BU du groupe, des sociétés comme :

- DODIN CAMPENON BERNARD (génie civil),
- GIE ACE (mécanique, maintenance en milieux hostiles),
- REEL (moyens de levage),
- SALVAREM (assainissement, démantèlement),
- SOGEDEC (assainissement).

## 10.2 Processus Achats

Les règles régissant le processus Achats sont décrites dans un document groupe prescriptif selon un découpage en étapes élémentaires :

- évaluer les prestataires,
- établir une analyse préalable des risques,
- traiter une expression de besoin,
- sélectionner les prestataires,
- surveiller puis procéder à la réception des prestations,
- suivre les prestataires et consolider la base des prestataires harmonisée du groupe.

AREVA La Hague a intégré les règles du groupe et les spécificités locales dans son processus Achats. Le référentiel documentaire encadrant le recours à des entreprises prestataires comprend :

- le processus support Achats,
- la procédure « évaluer un fournisseur »,
- la procédure « gérer la qualification d'un fournisseur référencé »,
- la procédure « rédiger le cahier des charges techniques » (CCT),
- la procédure « consulter »,
- la procédure « sélectionner le fournisseur »,
- la procédure « contractualiser »,
- la procédure « suivre, réceptionner, apprécier »,
- le guide d'externalisation d'activités d'exploitation vers des opérateurs industriels.

A chaque étape, l'intégration d'exigences pour garantir la maîtrise du management QSSE de travaux ou prestations confiés à des entreprises extérieures est définie dans une procédure AREVA relative à la maîtrise des conditions de travail des contractants.

La déclinaison opérationnelle de la procédure et son déploiement sur le site AREVA La Hague sont en cours.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 285/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 10.2.1 Evaluation a priori

Le sous-processus relatif à l'évaluation des prestataires fait l'objet d'un guide AREVA qui donne des lignes directrices ainsi que d'une procédure AREVA La Hague.

L'évaluation se décompose en deux phases :

- l'évaluation (a priori) : elle permet d'identifier les capacités d'une société à répondre à un besoin. Elle est réalisée pour tout nouveau prestataire,
- le suivi (a posteriori) : il permet d'apprécier la fourniture ou prestation réalisée, de mesurer les évolutions du fournisseur et d'actualiser ses données.

Les informations et données sources collectées avant l'évaluation d'un prestataire sont :

- les données financières,
- les certifications, les agréments, les habilitations ...
- les manuel et/ou plan de management de la qualité,
- les descriptifs d'offres de services et des capacités (plaquette commerciale),
- les références dans le domaine concerné,
- les éléments de retour d'expérience (dont les informations du réseau Achats),
- les résultats d'audits, de visites de sécurité participatives, d'inspections ...
- les revues pilotées par l'entité responsable des Achats.

L'évaluation d'un prestataire comprend toujours 3 volets avec :

- une évaluation commerciale (aspects juridiques, financiers, industriels ...),
- une évaluation d'aptitude à la réalisation des prestations (aspects compétence, geste, ...),
- une évaluation managériale (aspects qualité, sûreté, santé, sécurité, environnement ...).

AREVA La Hague utilise dans son processus Achats une base qui comprend à date environ 800 entreprises prestataires, dont 250 interviennent sur site et 150 sont référencées « stratégiques ».

Une entreprise prestataire stratégique est une entreprise entrant dans l'un des cas suivants :

- entreprise réalisant une prestation ayant un impact direct sur les aspects QSSE,
- entreprise réalisant une prestation présentant un risque avéré technique,
- entreprise présentant un risque avéré financier (chiffre d'affaire, taux de dépendance),
- entreprise présentant un risque avéré juridique (situation de monopole ...).

La Direction Achats, via son activité Méthodes Marketing Achats, statue sur la qualification initiale et sur les évolutions dans une des deux catégories (stratégie ou standard) à partir des éléments collectés et analysés.

La base a été renseignée à partir des réponses à une « fiche de renseignements entreprise » (FRE) couvrant une quinzaine d'items, complétées de retours d'expérience sur site pour les prestataires en place et d'un audit de présélection pour les prestataires non référencés a priori stratégiques.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 286/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Le dossier pour une entreprise prestataire comprend 5 volets :

- capacités techniques,
- données commerciales,
- données financières,
- données juridiques,
- qualité, certifications tierce partie, agréments, et résultats d'audits groupe voire CAEAR.

Les entreprises prestataires stratégiques font l'objet d'un suivi particulier avec :

- un audit fournisseur a minima tous les 3 ans (un tiers tous les ans),
- une analyse annuelle par les experts des secteurs Qualité, Sûreté-Environnement, Sécurité.

Pour le cas particulier des marchés d'assainissement radioactif et de démantèlement, l'évaluation comprenant l'examen du dossier préparé par l'entreprise, des certifications, du retour d'expérience, est complétée de manière systématique par un audit réalisé par le groupe.

### **10.2.2 Analyse de risque et (pré)sélection**

Pour les dossiers portés au Comité de Direction du site ainsi que pour les investissements ou les projets sensibles, une analyse de risques est conduite en préalable de la décision, comprenant une évaluation du niveau de risque de l'activité ou de la prestation et des actions ou exigences à mettre en place pour maîtriser les risques.

L'analyse de risques vient en complément de la constitution du panel des entreprises prestataires à consulter lors de l'appel d'offre.

Dans l'esprit de la procédure AREVA relative à la maîtrise des conditions de travail des contractants, AREVA La Hague a engagé un travail de réflexion pour définir les modalités de mise en œuvre d'une analyse de risque préalable au lancement du processus d'appel d'offre et de la présélection des entreprises prestataires en mesure de répondre au niveau de risque évalué.

Cette réflexion qui doit aboutir courant 2011 porte sur l'intégration de la matrice de dangerosité du groupe en adaptant son contenu aux activités d'AREVA La Hague, ainsi que sur la rédaction d'un guide d'élaboration des spécifications techniques incluant les références documentaires et les exigences génériques en matière de sécurité-santé au travail, sûreté et environnement.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 287/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 10.2.3 Modalités de choix

Le choix d'une entreprise prestataire pour réaliser une activité se fait au travers :

- de la constitution du panel des entreprises prestataires consultées (présélection),
- de l'établissement d'une liste réduite (short list) en vue des négociations (si nécessaire),
- du choix final, sur la base d'une grille d'évaluation, après clarification et négociation.

En préparation des appels d'offres, la Direction Achats s'assure que les prestataires potentiels sont identifiés parmi ceux répertoriés comme actifs dans la base et présentant une évaluation conforme au niveau requis pour la prestation.

Pour les entreprises prestataires non référencées, une intégration accélérée au panel peut être faite sur la base de la fiche de renseignements entreprise complétée d'un audit de présélection systématique en cas d'entreprise prestataire stratégique ou de prestation présentant un niveau de risque élevé.

AREVA La Hague ne consulte pas avec des entreprises prestataires :

- dont le taux de fréquence (TF) en matière d'accident au travail est supérieur à la norme du secteur d'activités,
- ayant eu un accident grave au cours des trois dernières années non suivi d'un plan d'actions correctives visant à en éviter la répétition,
- dont le processus de gestion de la santé au travail n'est pas défini,
- qui ne suivent pas une conduite respectueuse de l'environnement en matière de gestion des risques (toxiques, explosion, incendie, pollutions).

L'acheteur et le donneur d'ordres établissent une grille d'évaluation technique et commerciale. Les critères de choix techniques d'un prestataire usuellement retenus sont :

- le respect des engagements du prestataire sur les contrats antérieurs AREVA La Hague,
- la conformité au cahier des charges,
- la qualité des réponses aux exigences QSSE,
- les délais et le planning proposé en conformité avec les exigences du prescripteur,
- l'optimisation de la dosimétrie (si applicable),
- l'optimisation des déchets générés (si applicable).

Les critères de choix commerciaux d'un prestataire usuellement retenus sont :

- le montant total de l'offre,
- la décomposition des coûts,
- la pérennité du prestataire,
- la qualité de l'offre commerciale,
- le taux de dépendance.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 288/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

#### 10.2.4 Suivi de réalisation et surveillance

Le suivi de réalisation se fait dans le cadre de dispositions contractuelles avec :

- une réunion de lancement qui permet de préciser les points de suivi et de surveillance,
- des points d'avancement du contrat donnant lieu à un compte rendu formalisé permettant de constituer un REX prestataire.

Les actions de surveillance des activités confiées à des entreprises prestataires sur le site AREVA La Hague se répartissent en 3 familles avec :

- les surveillances techniques (niveau 0) comprenant :
  - . les revues pour vérifier la conformité au Plan de Prévention (PdP) (qui peut être annuel (PPA)) ou au Dossier d'Intervention en Milieu Radioactif (DIMR),
  - . les contrôles techniques de prestation (CTP) déroulés sur les interventions liées aux contrats de maintenance qui abordent les thèmes des moyens mis en œuvre, des prestations, de la sécurité, et qui font l'objet d'une synthèse mensuelle (AREVA La Hague a réalisé 430 contrôles techniques de prestation en 2010),
  - . les visites de sécurité participative (VSP) pour s'assurer que l'activité reste conforme aux règles, standards et pratiques QSSE (AREVA La Hague réalise de l'ordre de 1500 VSP par an ; le compte rendu d'une VSP incluant un prestataire est transmis à l'entreprise prestataire),
  - . les visites environnementales et les visites internes conformément à des procédures dédiées pour s'assurer que les règles, les standards et les exigences en matière de qualité, santé-sécurité, sûreté et environnement sont bien pris en compte,
  - . les actes de surveillance particuliers en cas d'écart constaté durant la réalisation du contrat ou de notation insuffisante,
- les évaluations indépendantes (niveau 1) comprenant :
  - . les actions de surveillance de terrain par les ingénieurs sûreté environnement (IS) et les responsables de sûreté opérationnelle pour vérifier la mise en œuvre de la délégation en matière de sûreté et radioprotection, avec un volet relatif au « contrôle des prestataires »,
  - . les vérifications internes comme par exemple les vérifications récurrentes planifiées sur l'application de dispositions écrites,
  - . les contrôles de premier niveau (CPN) réalisés par les spécialistes des secteurs de la direction QSSE pour vérifier la conformité des pratiques mises en œuvre aux exigences QSSE, dont une partie est focalisée sur les entreprises prestataires,
  - . les audits internes réalisés par les spécialistes des secteurs de la direction QSSE pour vérifier le déploiement et l'efficacité des processus du système de management, dont une partie concerne les entreprises prestataires,
  - . les audits fournisseurs réalisés par des auditeurs qualifiés pour évaluer la pertinence et l'application des processus et du système de procédures,
- les évaluations indépendantes pour la Direction Générale du groupe (niveau 2) comprenant :
  - . les inspections de l'Inspection Générale (IG),
  - . les audits de la Direction Risques et Assurance, de la Direction de l'Audit...

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 289/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les actions de surveillance sur AREVA La Hague en 2010 comprenant un contrôle des entreprises prestataires se sont réparties en :

<b>Contrôles techniques de la maintenance</b>	<b>≈ 430</b>
<b>Contrôles de premier niveau</b>	<b>≈ 30</b>
<b>Audits internes</b>	<b>≈ 10</b>
<b>Audits fournisseurs</b>	<b>≈ 40</b>

Les audits fournisseurs peuvent être initiés par l'établissement à la suite d'un écart constaté ou par la Direction Qualité Performance (DQP) du groupe en interface avec la Direction Achats, sur la base d'une remontée annuelle des besoins par les établissements.

Le site AREVA La Hague a mené une quarantaine d'audits fournisseurs sur les thèmes de la qualité et SSE. Des entreprises extérieures comme Assystem (prestations d'études), Clemessy (électricité, automatismes, instrumentation), REEL (équipements de moyens de levage et de manutention), SALVAREM (assainissement radioactif), SPIE Nucléaire (mécanique, électromécanique, fabrication et montage de sas métalliques) font ainsi l'objet d'audits réguliers.

Les inspections réalisées par l'Inspection Générale du groupe concernant ou intégrant la maîtrise QSSE des prestataires et des activités sous-traitées ont porté depuis 2002 sur :

- la culture de sûreté,
- les agréments des entreprises prestataires,
- les prestations de service,
- les analyses préalables aux évolutions,
- les contrôles internes de premier niveau,
- les compétences et les habilitations,
- l'organisation sûreté - sécurité des chantiers,
- le management de la sûreté - sécurité,
- la maîtrise des prestataires.

Le site AREVA La Hague a été plus particulièrement concerné par :

- la maîtrise des interventions (2002),
- le suivi des compétences (2002),
- les agréments des entreprises prestataires (2004),
- la remise en disponibilité opérationnelle après intervention (2006),
- l'analyse préalable aux évolutions (2009),
- la maîtrise des prestataires (2011).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 290/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

### 10.2.5 Notation et suivi

Le donneur d'ordres AREVA La Hague, avec le support de l'acheteur, évalue chaque prestation de sa responsabilité dont le montant est supérieur à 15 k€ ou qui a fait l'objet d'une réclamation.

L'évaluation est formalisée au travers d'une Fiche d'Appréciation de Marché (FAM).

Le but est de consolider l'appréciation de la performance globale de l'entreprise prestataire ainsi que d'améliorer les clauses des futurs contrats et les Plans de Prévention.

La FAM génère une note comprise entre 0 (inexistant) et 5 (très bien) sur la base d'une dizaine de critères d'appréciation :

- la qualité et la conformité de la réponse à appel d'offre,
- l'organisation du chantier ou de la prestation,
- le personnel intervenant (habilitations, formations, expérience ...),
- la qualité des études réalisées,
- l'état des lieux et l'état final du chantier (si existant),
- le respect des exigences techniques et QSSE,
- les contrôles mis en place,
- la qualité de la réalisation,
- la qualité des documents fournis.

Les FAM sont suivies par la Direction Achats et alimentent mensuellement le reporting site sur les prestataires. Des fiches d'analyse de la situation des entreprises prestataires sont renseignées par les différents secteurs de la direction QSSE en support du reporting site sur les prestataires.

La Direction Achats est responsable de la consolidation de la base de données fournisseurs qui se fait régulièrement en intégrant les résultats des audits, des FAM, des éventuelles réclamations.

Chaque entreprise prestataire, en particulier si elle est référencée « stratégique », peut de la sorte être repositionnée sur la base d'une analyse périodique des données d'achat.

Les entreprises prestataires qui présentent une note annuelle insuffisante, une note annuelle qui se dégrade ou des résultats radioprotection ou sécurité insuffisants doivent présenter un plan de progrès et font l'objet d'un suivi renforcé par la Direction Achats pour le déploiement des actions.

La Direction d'AREVA La Hague avec la Direction Achats organise à une fréquence annuelle une journée fournisseurs. Plus d'une centaine de fournisseurs et prestataires participent à la journée, dont la grande majorité des entreprises prestataires stratégiques.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 291/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Elle est l'occasion de partager avec les entreprises prestataires :

- le REX QSSE et de performance de l'établissement (périmètre recyclage et valorisation),
- les faits marquants relativement à des projets de référence et à l'organisation établissement,
- les objectifs de l'établissement en matière de sûreté, de radioprotection, de sécurité,
- le plan d'activité sur le moyen terme (à 5 ans) pour anticiper les besoins en compétences.

Elle est aussi l'occasion de partager des actions d'amélioration sur le processus Achats, sur la relation entre donneur d'ordre et entreprise prestataire, ou sur la sécurité économique.

Des vecteurs complémentaires d'échanges avec les entreprises prestataires ont été mis en place :

- le CHSCT élargi comprenant REEL, SALVAREM, SNEF, SOGEDEC, STMI,
- les visites trimestrielles des installations avec les entreprises prestataires,
- le groupe de travail de sécurité des entreprises (GTSE),
- le groupe de travail GPEC AREVA - AISCO (association d'entreprises Nord-Cotentin),
- les visites techniques réalisées par AREVA avec un compte rendu aux prestataires,
- les points d'information de la Direction Valorisation sur les chantiers à venir.

## 10.3 Conditions d'intervention des prestataires

### 10.3.1 Référentiel groupe et déclinaison opérationnelle

Le référentiel groupe relatif aux interventions d'entreprises prestataires dans les installations AREVA est constitué des documents qui suivent :

- la Charte des valeurs, qui identifie les fournisseurs et les prestataires comme des parties prenantes du groupe et pose le principe de relations partenariales durables pour apporter le meilleur niveau de prestations possible,
- la Charte sûreté nucléaire, qui pose le principe de traitement identique des collaborateurs du groupe et des prestataires en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, avec une information sur les risques encourus et des dispositions de prévention et de maîtrise de ces risques, une vérification des formations et des protections mises à disposition des prestataires travaillant sur les installations du groupe,
- l'engagement de développement durable applicable aux fournisseurs, qui demande à ceux intervenant sur les sites du groupe de participer activement à l'atteinte d'un haut niveau de sûreté, santé et sécurité, en :
  - . veillant à la diffusion de leurs salariés des informations concernant les risques liés à leurs activités, aux mesures de protection à prendre, et à leur application,
  - . appliquant un devoir d'alerte vis-à-vis des anomalies constatées vers leur hiérarchie et vers le groupe,

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 292/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- la directive pour la maîtrise des conditions de travail sûreté-santé-sécurité-environnement avec les contractants, qui définit le processus type permettant de garantir la maîtrise du management 3SRE des travaux confiés à des sociétés extérieures et affirme :
  - . que les performances en termes de maîtrise des risques 3SRE sont des critères incontournables de sélection des contractants,
  - . que les contractants doivent démontrer leur inscription dans un processus d'amélioration continue en matière de 3SRE,
  - . la nécessité de définir au préalable la dangerosité d'une opération de sous-traitance de manière à faciliter la présélection des prestataires et de ne retenir que ceux dont la réponse à des exigences graduées est adaptée,
  - . les étapes obligatoires à la réalisation d'un contrat avec l'inspection préalable commune, le Document de Prévention des risques d'accidents, la sensibilisation 3SRE.

En complément du référentiel groupe, les documents AREVA La Hague qui fixent les conditions d'intervention des entreprises prestataires sont :

- le règlement des entreprises (REH),
- les règles de sécurité pour les entreprises extérieures,
- les consignes générales de radioprotection (CGR),
- les procédures relatives à la maîtrise des risques opérationnels (MRO),
- les procédures relatives à la maîtrise des déchets technologiques,
- la procédure relative à la gestion des produits chimiques,
- la procédure relative à la maîtrise de l'environnement de travail et des interventions,
- la procédure relative à l'évacuation d'une partie ou de l'ensemble du site.

Les procédures MRO comprennent entre autres les procédures d'autorisation de travail (préparer, réaliser) ainsi que les procédures d'intervention type permis de feu, consignation, DIMR ...

Pour le cas particulier des marchés d'assainissement radioactif et de démantèlement, le référentiel documentaire comprend :

- la procédure d'acceptation des entreprises d'assainissement radioactif, qui décrit notamment les modalités d'acceptation des entreprises d'assainissement radioactif par AREVA et le fonctionnement de la Commission d'Acceptation (CAEAR),
- l'instruction sur la passation de marchés comprenant des prestations d'assainissement radioactif et de démantèlement, qui décrit les conditions dans lesquelles des activités ou des travaux liés à l'assainissement radioactif et au démantèlement des installations ou des équipements sous la responsabilité du groupe peuvent être confiées à des entreprises spécialisées extérieures.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 293/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les critères d'acceptation sont :

- la compétence technique de l'entreprise sur le domaine d'activité considéré avec :
  - . le nettoyage courant,
  - . l'exploitation d'installation d'assainissement radioactif,
  - . les interventions ou opérations d'assainissement ou de démantèlement,
  - . la conception et maîtrise d'œuvre d'opérations d'assainissement ou démantèlement de tout ou partie d'installation nucléaire,
- la connaissance des obligations en matière :
  - . d'environnement,
  - . d'hygiène et sécurité,
  - . de radioprotection et de gestion dosimétrique,
  - . de formation et de qualification du personnel dans ces domaines,
- la mise en œuvre d'un système de management respectant les exigences applicables.

Des audits sont réalisés par des auditeurs groupe identifiés et formés, qui permettent de s'assurer du respect par les entreprises prestataires de leurs obligations réglementaires et contractuelles et de leur aptitude à intervenir conformément à leur domaine d'habilitation.

### 10.3.2 Sensibilisation, formation, habilitation

Avant tout début d'activités sur site, le personnel de l'entreprise prestataire doit participer à une formation d'accueil sécurité dispensée par AREVA La Hague. La participation est obligatoire pour obtenir l'autorisation d'accès mais ne remplace en aucun cas les formations et les qualifications obligatoires nécessitées par les activités prévues.

La formation "Accueil Sécurité" est donnée aux intervenants du prestataire avant le commencement des activités pour les familiariser avec les risques principaux et les règles de sécurité essentielles à tenir sur le site AREVA La Hague.

Sur certaines opérations particulières, des sensibilisations destinées aux salariés des entreprises extérieures peuvent être également dispensées par AREVA La Hague relativement au travail en zone réglementée, à des notions de base en matière de radioprotection et d'environnement, ainsi qu'aux procédures et conditions d'utilisation d'équipements.

Le contenu de ces sensibilisations est établi par la Direction Qualité Sûreté Santé Sécurité Environnement (DQ3SE) en liaison avec le secteur Formation.

Sur le périmètre particulier de l'assainissement et du démantèlement, la Direction de la Valorisation organise avant chaque chantier une session de sensibilisation de l'entreprise prestataire et de ses intervenants à la sûreté, à la radioprotection et aux facteurs organisationnels et humains.

Les exigences en matière de compétences, de formations et d'habilitations sont tracées dans les cahiers des charges ou spécifications techniques (exemples de l'habilitation de travail en boîtes à gants, de l'habilitation électrique, ...).

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 294/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les formations demandées peuvent concerner la prévention des risques de niveau 1 (option cycle du combustible) pour les activités en zone réglementée, ou le port des équipements de protection individuelle (EPI).

### 10.3.3 Conditions d'intervention

La procédure AREVA donne comme directive d'inclure dans le contrat liant le prestataire à l'entité du groupe, dans une des sections principales ou dans une annexe dédiée, les exigences 3SRE devant être respectées par le contractant durant toute la durée de réalisation de la prestation.

Ces exigences doivent être acceptées formellement par le prestataire via la signature du contrat et de ses éventuelles annexes.

Les étapes de réalisation d'un contrat par une entreprise prestataire sont identifiées et définies par la procédure groupe relative à la maîtrise des conditions de travail 3SRE avec les contractants et un ensemble de procédures spécifiques à AREVA La Hague :

- inspection préalable commune des lieux,
- Plan de Prévention ou Plan de Prévention Générique,
- réunion de lancement et d'inspection avant travaux (en cas de chantier),
- sensibilisation QSSE des intervenants du prestataire,
- autorisation de travail comprenant une phase de préparation et une phase de réalisation,
- gestion et suivi de la coactivité dans un cahier dédié,
- visites de chantier,
- inspection et audit,
- réception du produit ou du service,
- bilan de la prestation.

En complément du PdP, certaines opérations peuvent présenter des risques particuliers nécessitant la prise en compte des conditions matérielles et humaines (qualification/aptitude de l'intervenant) qui doivent être définies avant l'exécution de la tâche et formalisées dans une autorisation de travail.

Les autorisations de travail sont visées quotidiennement par le responsable des autorisations de travail (RDAT de l'installation) qui a suivi des formations et un processus de compagnonnage spécifique à cette mission.

En cas d'intervention ou de travaux présentant des risques radiologiques, le secteur Prévention et Radioprotection (PR) définit les conditions générales d'intervention et précise s'il y a lieu de renseigner un Dossier d'Intervention en Milieu Radioactif (DIMR).

Le renseignement d'un DIMR et son utilisation en tant que document de préparation, de contrôle et de suivi des interventions font l'objet de plusieurs procédures et guides AREVA La Hague.

Les documents nécessaires à une opération (plan de prévention, autorisation de travail, consignes, modes opératoires et de prévention des risques, ...) sont regroupés dans un Dossier de Sécurité d'Exécution de Travaux (DSET).

Sur le site AREVA La Hague, la prise en compte de la coactivité se fait au travers :

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 295/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- de la visite préalable commune avec repérage de la coactivité et risques d'interférence,
- de l'analyse préalable des risques commune qui identifie les risques liés à la coactivité,
- de l'autorisation de travail qui précise les mesures de prévention / protection à prendre,
- des actions de suivi d'intervention ou de chantier qui font un point sur la coactivité,
- de l'utilisation et du renseignement d'un cahier de suivi de la coactivité.

#### 10.3.4 Organisation et résultats en matière de radioprotection

Les missions de prévention et radioprotection sont prises en charge sur le site AREVA La Hague par un secteur dédié de la direction QSSE : le secteur PR.

Ses missions sont :

- d'apporter conseil et assistance aux intervenants, notamment dans la préparation des interventions radiologiques,
- de garantir aux personnes travaillant sur l'Établissement une surveillance individuelle en assurant les mesures et contrôles dosimétriques et la mise à disposition de moyens individuels de protection des voies respiratoires,
- d'apporter conseil et assistance aux chefs d'installations dans leur responsabilité de prévention et de radioprotection en milieu nucléaire, notamment lors des interventions radiologiques, des modifications d'unités ou de création d'installations nouvelles,
- de garantir le respect des exigences réglementaires en matière de radioprotection des travailleurs et du public ainsi que d'assurer une surveillance de l'impact radiologique de l'Établissement sur son environnement,
- de réaliser les contrôles radiologiques nécessaires à la maîtrise du confinement et au respect de la réglementation vis-à-vis des transports de matière radioactive et de la gestion des déchets.

Le secteur Prévention Radioprotection est composé de 4 unités :

- l'entité PR-RI pour les missions relatives à la radioprotection des installations,
- le bureau méthode PR-RI-MET pour le suivi de l'installation CRP,
- l'entité PR-E pour les missions relatives à l'environnement, aux laboratoires et à la dosimétrie des personnels,
- l'unité contrôles techniques externe qui définit, planifie et vérifie les contrôles techniques et assure leur reporting.

Les unités du secteur RP réalisent ou contrôlent ainsi des actions en lien avec le recours à des entreprises prestataires :

- définir et mettre en œuvre les protections individuelles et collectives,
- élaborer les consignes de radioprotection (générales et lors des interventions),
- assurer la gestion des appareils de protection des voies respiratoires (APVR) et dosimètres pour les personnels AREVA La Hague et des entreprises extérieures,
- assurer la gestion et le suivi du matériel de radioprotection et contrôler leur fonctionnement,

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 296/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- établir les exigences de radioprotection dans les cahiers des charges pour consultation,
- participer à l'élaboration des Autorisations de Travail, des Dossiers d'Intervention en Milieu Radioactif, des OT radiologiques,
- aider à la préparation des interventions à caractère radiologique,
- réaliser les contrôles radiologiques des intervenants, des outils de travail (pour les sorties de matériel), ou associés à la réglementation des transports.

La politique radioprotection d'AREVA La Hague repose sur la politique santé sécurité 2011-2013 du groupe ainsi que sur la directive groupe radioprotection.

Le référentiel documentaire AREVA La Hague en matière de radioprotection est constitué :

- des consignes générales de radioprotection,
- des chapitres ad hoc du rapport de sûreté des INB du site,
- du chapitre 9 des règles générales d'exploitation des INB du site.

Les principales exigences en matière de radioprotection vis-à-vis des entreprises extérieures sont précisées dans le règlement des entreprises et la procédure relative à la gestion de la dosimétrie des travailleurs sur l'établissement AREVA La Hague :

- transmission des certificats d'aptitude médicale du personnel prestataire (délivrée et suivie par un médecin nucléaire agréé) et des attestations de formation PR1,
- définition par le secteur RP d'objectifs collectifs et individuels pour les opérations à fort enjeu dosimétrique,
- constitution avec l'exploitant d'un dossier d'intervention en milieu radioactif pour les opérations ou interventions (maintenance ou exploitation) à fort enjeu dosimétrique,
- transmission des autorisations valides de l'Autorité de Sûreté Nucléaire pour les entreprises utilisant au titre de leur prestation des sources radioactives qui appartiennent à AREVA.

Les exigences en termes de formations, de consignes, d'interventions et de dosimétrie sont les mêmes pour le personnel AREVA La Hague et les salariés des entreprises extérieures.

AREVA La Hague dispose de 4 Personnes Compétentes en Radioprotection qui sont affectées au secteur RP, service compétent en radioprotection.

Les 4 PCR se suppléent, chacune étant chargée de domaines particuliers :

- veille réglementaire, communication interne et externe, représentation (instances, Autorité de Sûreté Nucléaire, Inspection du Travail),
- suivi dosimétrie, consignes opérationnelles de RP, relations avec les PCR des entreprises, surveillance des installations, suivi des interventions,
- formations, exercices, gestion de crise,
- surveillance environnement et public.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 297/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Les résultats en matière de dosimétrie intégrant l'exposition totale (expositions externe et interne) sur la période 2007-2010 sont donnés dans le tableau 65 ci-après.

	Dose collective en H.mSv			Dose individuelle moyenne du personnel surveillé en mSv	
	AREVA LH	AREVA	EE	ANC LH	EE + AREVA
<b>2006</b>	97	77	407	0,033	0,184
<b>2007</b>	100	70	513	0,034	0,255
<b>2008</b>	111	110	469	0,038	0,246
<b>2009</b>	94	120	428	0,033	0,222
<b>2010</b>	124	108	450	0,042	0,223

**Tableau 65 - Bilan dosimétrique annuel**

La dose collective est quasi constante sur la période.

La part de la dose collective reçue par les collaborateurs AREVA La Hague et des entités du groupe AREVA est de l'ordre de 35% en 2010.

La dose individuelle moyenne des intervenants hors AREVA La Hague est de l'ordre du 100ème de la limite annuelle réglementaire (20 mSv).

Les activités de maintenance des équipements et les chantiers d'assainissement - démantèlement contribuent pour l'essentiel à la dose collective prise par les intervenants d'entreprises prestataires.

### 10.3.5 Résultats en matière de sécurité

L'évolution du taux de fréquence annuel des accidents de travail sur le site AREVA La Hague, pour AREVA La Hague et pour les entreprises extérieures, sur la période 2006-2010, est donnée dans le tableau qui suit. :

	AREVA LH	EE
<b>2006</b>	3,48	8,39
<b>2007</b>	2,74	3,22
<b>2008</b>	0,98	4,69
<b>2009</b>	2,36	5,44
<b>2010</b>	1,18	4,64

**Tableau 66 – Taux de fréquence annuel des accidents du travail**

La diminution d'un facteur 2 du taux de fréquence pour les entreprises extérieures est le résultat d'une politique sécurité volontariste au niveau du site avec en particulier, un volet

sécurité inscrit de manière systématique dans la carte annuel d'objectifs du site et les actions menées sous l'égide du groupe de travail sécurité entreprise.

Pour 2011, les principales orientations en matière d'objectifs sécurité sur le site AREVA La Hague concernent la révision des standards de sécurité comprenant un affichage et un partage de règles simples, incontournables et appliquées par tous, et un renforcement de l'animation pratique et sur le terrain de la sécurité.

#### **10.4 Conclusion/Evaluation du recours à des prestataires pour renforcer les équipes de l'Etablissement de La Hague engagées à gérer une situation accidentelle aggravée**

Pour l'exploitation des INB du site de La Hague, le choix a été fait de réaliser en interne les activités dites "cœurs de métiers ou compétences", c'est-à-dire par du personnel AREVA et d'avoir recours à des entreprises extérieures spécialisées en maintenance d'équipements ou en tant qu'opérateur industriel. Pour le choix de ses prestataires, l'Etablissement AREVA de La Hague privilégie des sociétés spécialisées autour de métiers forts, présentant des références dans le nucléaire et un ancrage local.

Ainsi, en cas de situation accidentelle aggravée, l'Etablissement AREVA de La Hague pourra s'appuyer, afin de prêter assistance aux équipes déjà présentes, sur des prestataires ayant une très bonne connaissance des installations, ayant une maîtrise de la sûreté, sécurité, santé, radioprotection et protection de l'environnement pour intervenir sur les installations et étant capables de se mobiliser rapidement

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 299/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

# CHAPITRE 11

## CONCLUSION

A la demande de l'Autorité de sûreté nucléaire, AREVA a procédé à une évaluation complémentaire de la sûreté des Installations Nucléaires de Base du site de La Hague vis-à-vis d'agressions naturelles extrêmes au-delà du niveau des aléas retenus réglementairement à leur dimensionnement. Cette analyse a été menée en plusieurs étapes.

L'identification des accidents graves potentiels a conduit à retenir les installations/équipements et les conséquences éventuelles associées sur l'ensemble du site :

- La perte prolongée des fonctions de refroidissement dans les installations et appareils pour lesquels l'état sûr nécessite l'évacuation de la puissance thermique associée aux matières nucléaires.
  - . les piscines d'entreposage de combustibles usés,
  - . les cuves d'entreposage des solutions concentrées de produits de fission,
  - . les évaporateurs de concentration des solutions de produits de fission,
  - . les appareils de séparation des insolubles de dissolution des combustibles (fines),
  - . les entreposages d'oxyde de plutonium lorsqu'ils ne disposent pas d'une configuration passive de leur refroidissement par tirage naturel.
- La perte des fonctions de dilution de l'hydrogène de radiolyse de certains équipements de procédé pouvant conduire, dans une hypothèse d'explosion, à des dommages importants,
- La perte de confinement de matières radioactives dans les entreposages résiduels de déchets des installations à l'arrêt, contenant des liquides radioactifs. AREVA est engagé dans un programme de reprise et conditionnement de ces déchets (RCD) avec un échancier conduisant à leur conditionnement progressif qui sera achevé au plus tard en 2030 conformément à l'article 7 de la loi du 28 juin 2006. Dans la phase transitoire, les moyens de remédiations à ces événements seront mis en place dans les projets de RCD, lorsqu'ils ne sont pas déjà disponibles.

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

L'analyse de la robustesse des bâtiments de génie-civil et des équipements a été développée spécifiquement pour les piscines d'entreposage de combustibles usés et les installations d'entreposage des produits de fission. La robustesse des installations est essentiellement inhérente à la méthodologie de dimensionnement adoptée et à la qualité des contrôles effectués. Les conclusions de l'analyse ont été étendues à l'ensemble des bâtiments et équipements analogues sur la base d'avis d'experts et complétées par des analyses spécifiques pour les cas le nécessitant. Elle met en évidence une robustesse des installations nucléaires jusqu'à des séismes de magnitude comprise entre 6,4 et 7,3 correspondant à des intensités comprises entre VIII-IX et X sur l'échelle MSK selon les cas. Cette robustesse rend très peu plausible la défaillance de la totalité des barrières de défense prévues au dimensionnement au regard du séisme de référence du site de La Hague de magnitude 5,8 correspondant à une intensité VII-VIII sur l'échelle MSK. Pour mémoire, une magnitude de 5,3 correspond à la magnitude maximale du séisme observé historiquement dans la région.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 300/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

Compte tenu de son implantation, le site de La Hague présente une complète robustesse vis-à-vis des risques de submersion et dégradation des installations consécutives à un tsunami, y compris pour les installations situées à proximité du bord de mer, au niveau du barrage des Moulinets. Les installations présentent par ailleurs une marge de sécurité suffisante vis-à-vis du risque d'inondations lié au phénomène de pluie extrême. L'ensemble des voies de circulation du site resteraient accessibles aux véhicules.

La prévention des accidents graves a également été analysée dans des situations extrêmes postulées de façon déterministe (perte des sources électriques et perte des sources froides). La distribution de l'énergie électrique des différents ateliers est assurée par plusieurs voies ou sources externes redondantes (RTE) ainsi qu'à partir de sources internes autonomes multiples (centrales électrogènes de secours et de sauvegarde). Cette redondance associée à un dimensionnement sismique des groupes de sauvegarde et des systèmes de distribution électrique couvre les risques de pertes électriques pour le niveau des agressions externes prises en compte réglementairement à la conception des installations.

En cas de perte totale de l'alimentation électrique, la fonction de confinement des matières radioactives est maintenue dans la très grande majorité des cas par les structures, systèmes et composants réalisant le confinement statique. Les entreposages de conteneurs de verre, constituant le terme majoritaire d'activité sur le site, comportent tous la possibilité d'assurer un refroidissement complètement passif par tirage naturel. C'est aussi le cas de l'entreposage d'oxyde de plutonium Extension BST1. AREVA s'engage à étudier la possibilité d'un refroidissement par tirage naturel des autres ateliers d'entreposage d'oxyde plutonium en situation de sauvegarde. Dans ce cas, l'ensemble des produits conditionnés, matières et déchets, issus du traitement des combustibles usés présenterait une robustesse complète vis-à-vis de la perte électrique sans intervention.

L'hypothèse de perte totale des sources électriques conduit également à une perte des systèmes de dilution de l'hydrogène de radiolyse et de refroidissement des matières à fort pouvoir calorifique, ce qui peut engendrer un scénario d'accident aggravé.

- La gestion du risque d'explosion de l'hydrogène de radiolyse est maîtrisée dans le cadre des agressions externes couvertes par le dimensionnement des installations. Les équipements nécessaires à la sauvegarde de la dilution de l'hydrogène sont dimensionnés au séisme et les délais définis dans les procédures de sauvegarde sont établis de manière à maintenir les teneurs en hydrogène dans l'air en deçà de la limite d'inflammabilité. Dans une hypothèse de sollicitations au-delà du dimensionnement conduisant à la perte de cette fonction, des moyens mobiles sont identifiés pour procéder (dans les 48 heures) au balayage par air des ciels d'appareils nécessitant le rétablissement de cette fonction. AREVA réalisera une étude complémentaire consacrée à « l'amélioration de la méthode d'évaluation des risques d'explosion d'hydrogène de radiolyse » dans le but de réduire les estimations pénalisantes du terme source en hydrogène et à mieux hiérarchiser les conséquences potentielles d'une accumulation d'hydrogène dans certains équipements de procédé, ce dans une perspective d'amélioration de la défense en profondeur.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 301/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

- La gestion du refroidissement des matières radioactives à fort pouvoir calorifique est maîtrisée dans le cadre des agressions externes couvertes réglementairement par le dimensionnement. Elle repose sur la redondance des équipements assurant cette fonction, leur dimensionnement sismique ainsi que celui des agresseurs potentiels situés à proximité. Dans une hypothèse de sollicitations au-delà du dimensionnement et conduisant à la perte de cette fonction, AREVA dispose d'une source importante d'approvisionnement en eau douce dans des ouvrages présentant une robustesse élevée vis-à-vis du séisme. Les moyens mobiles nécessaires à la restauration de cette fonction pour les équipements le nécessitant de manière prioritaire sont identifiés. Dans le cas des piscines d'entreposage de combustibles usés, les délais disponibles pour la puissance thermique maximale autorisée des combustibles sont a minima d'une semaine. Dans le cas des cuves d'entreposage et des évaporateurs de concentration des produits de fission, la faisabilité d'un refroidissement alternatif a été également vérifié en termes de moyens de transferts, de capacités de refroidissement et de connections aux circuits existants. AREVA réalisera une étude visant à préciser la mise en œuvre de ces moyens, définir les éventuelles modifications nécessaires et confirmer la faisabilité des interventions.

Enfin, les moyens de gestion de crise (organisation, communication, intervention...) prévus au niveau du site ont été analysés au regard des scénarios d'accidents graves et de la capacité à gérer des situations accidentelles aggravées – Ce dernier point de l'analyse a montré une capacité d'adaptation de la gestion de crise prévue dans le Plan d'Urgence Interne (PUI) en cas d'éventuels accidents graves. D'un point de vue organisationnel, la gestion des ressources humaines reposerait sur la mobilisation de l'effectif de mise en état sûr et de surveillance des installations, des ressources de l'organisation de crise et de l'ensemble des personnels d'astreinte prévus dans les différentes structures de l'Etablissement, complétée par la constitution de renforts alternés sur la base des listes de personnels disponibles par métier. Ces équipes sont constituées de personnels d'exploitation expérimentés, personnels de maintenance et personnels de radioprotection connaissant les installations. Afin de renforcer la capacité d'intervention de l'établissement vis-à-vis d'agressions externes d'un niveau situé au-delà de celles prises en compte au dimensionnement, AREVA s'engage à compléter son parc de matériels mobiles d'intervention et de matériels de surveillance de l'environnement conformément aux conclusions de l'étude de gestion d'un accident aggravé. En cohérence avec cette volonté, AREVA va renforcer sa gestion de crise, en particulier sur les volets logistiques et organisation des hommes engagés, par mutualisation possible avec les autres sites du groupe.

L'évaluation complémentaire qui a été menée pour les INB du site de La Hague conclut globalement à une bonne robustesse de l'installation face aux agressions envisagées. La prise en compte d'agressions externes d'un niveau au-delà de celui pris en compte dans le cadre du dimensionnement ne fait pas apparaître des risques de nature nouvelle par rapport à ceux pris en compte à la conception. La méthodologie initiale de dimensionnement conduit à mettre en évidence une robustesse élevée des installations nucléaires, vis-à-vis de l'aléa sismique en particulier, qui limite considérablement les défaillances attendues dans des situations plausibles. Dans le cas d'accident grave, qui affecterait le site de La Hague, et pour lequel les moyens de secours extérieurs seraient mobilisés, les actions palliatives identifiées peuvent être mises en œuvre par les personnels présents et mobilisables pour une mise en sécurité des installations.

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 302/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

# GLOSSAIRE

---

AC	Assemblage Combustible
AT	Autorisation de Travail
BG	Business Group
BU	Business Unit
BWR	Boiling Water Reactor
CAEAR	Commission d'Acceptation des Entreprises d'Assainissement Radioactif
CCT	Cahier des Charges Techniques
CE	Comité d'Etablissement
CEB	Concentrats d'Effluents Basiques
CGR	Consignes Générales de Radioprotection
CODEX	COmité de Direction EXploitation
COI	Comité Opérateurs Industriels
CPN	Contrôle de Premier Niveau
CSA	Commission Stratégie d'Achat
CSD-C	Colis Standard de Déchets Compactés
CSD-V	Colis Standard de Déchets Vitriifiés
CSM	Centre de Stockage de la Manche
CTP	Contrôle Technique de Prestation
DED	Débit Equivalent de Dose
DIMR	Dossier d'Intervention en Milieu Radioactif
DIP	Direction de l'Ingénierie et des Projets
DO	Donneur d'Ordres
DOT	Dossier d'Ordre de Travail
DPC	Décanteuse Pendulaire Centrifuge
DSET	Dossier Sécurité d'Exécution de Travaux

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 303/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

EC	Elément Combustible
EE	Entreprise Extérieure
EPMS	Ensemble Pré Monté Spécifique
FAM	Fiche d'Appréciation de Marché
FLS	Formation Locale de Sécurité
FRE	Fiche de Renseignements Entreprise
GIE	Groupement d'Intérêt Economique
GPEC	Gestion Prévisionnelle des Emplois et des Compétences
GTSE	Groupe de Travail de Sécurité des Entreprises
ICPE	Installation Classée pour la Protection de l'Environnement
IG	Inspection Générale
INB	Installation Nucléaire de Base
ISE	Ingénieur Sûreté Exploitation
ITM	Interventions Travaux Modifications
MAD/DEM	Mise à l'Arrêt Définitif / DEMantèlement
OI	Opérateur Industriel
PCR	Personne Compétente en Radioprotection
PdP	Plan de Prévention
PF	Produit de Fission
PPG	Plan de Prévention Générique
PPI	Plan Particulier d'Intervention
PR	Prévention Radioprotection
PUI	Plan d'Urgence Interne
PVC	Puissance Volumique Calorifique
QSSE	Qualité, Santé-Sécurité, Sûreté, Environnement
RB	Rinçage Basique (solutions)
RDAT	Responsable des Autorisations de Travail
REB	Réacteur à Eau Bouillante

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 304/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

REP	Réacteur à Eau Pressurisée
RNR	Réacteur à Neutrons Rapides
RTP	Réseau de Transport Pneumatique
RTR	Réacteur de Recherche
SDD	Séisme De Dimensionnement
SMHV	Séisme Maximum Historiquement Vraisemblable
SMS	Séisme Majoré de Sécurité
SOC	Stockage Organisé des Coques
SOD	Stockage Organisé des Déchets
SSCC	Systèmes, Structures et Composants Clés
SSBU	Sous-Station Bâtiment Utilité
SSRE	Sous-Station Répartition Electricité
TFA	Très Faible Activité
TIP	Transfert Inter Piscines
UCD	Unité de traitement Centralisé des Déchets à émetteurs alpha
UNGG	Uranium Naturel Graphite Gaz
URP	Unité de Redissolution du Plutonium

Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 : 2011-DC-0217	Tous droits réservés. © 2011, AREVA Paris.	Page : 305/305
Site de La Hague	HAG 0 0000 11 20114	Septembre 2011

AREVA fournit à ses clients des solutions pour produire de l'électricité avec moins de CO<sub>2</sub>. L'expertise du groupe et son exigence absolue en matière de sûreté, de sécurité, de transparence et d'éthique font de lui un acteur de référence, dont le développement responsable s'inscrit dans une logique de progrès continu.

Numéro un mondial du nucléaire, AREVA propose aux électriciens une offre intégrée unique qui couvre toutes les étapes du cycle du combustible, la conception et la construction de réacteurs nucléaires et les services associés. Le groupe étend ses activités aux énergies renouvelables – éolien, solaire, bioénergies, hydrogène et stockage – pour devenir un des leaders mondiaux de ce secteur.

Grâce à ces deux grandes offres, les 48 000 collaborateurs d'AREVA contribuent à fournir au plus grand nombre, une énergie toujours plus sûre, plus propre et plus économique.

[www.aveva.com](http://www.aveva.com)