

**Direction de l'Energie Nucléaire
Département d'Exploitation des Installations de Marcoule
Centrale Phénix**



CEA/DEN/MAR/DEIM/SEP/MSQE
DO 146 13/09/11



Centrale Phénix

Evaluation complémentaire de la sûreté de la Centrale Phénix (INB n°71) au regard de l'accident survenu à la Centrale de Fukushima

SOMMAIRE

0. LIMINAIRE.....	7
1. CARACTERISTIQUES DE L'INSTALLATION	8
1.1. GENERALITES.....	8
1.1.1. Localisation et exploitant.....	8
1.1.2. Environnement industriel.....	10
1.1.3. Perspectives d'évolution de la centrale : démantèlement.....	11
1.2. PRINCIPALES CARACTERISTIQUES DE LA CENTRALE	12
1.2.1. Le cœur	12
1.2.2. Le bloc réacteur	13
1.2.3. Les circuits auxiliaires primaires	14
1.2.4. Les circuits secondaires	14
1.2.5. Les générateurs de vapeur	14
1.2.6. Les systèmes de manutention du combustible.....	15
1.2.6.1. Barillet de stockage.....	15
1.2.6.2. Cellules	16
1.2.6.3. Fosse de stockage des éléments neufs.....	16
1.2.7. Installation de neutronographie	16
1.2.8. La salle des machines	16
1.2.9. Plan de masse	17
1.2.10. Description des bâtiments	18
1.2.10.1. Le bâtiment Réacteur	18
1.2.10.2. Le bâtiment des Manutentions.....	18
1.2.10.3. Le bâtiment des Générateurs de Vapeur	18
1.2.10.4. La salle des machines.....	18
1.2.10.5. Les principaux autres bâtiments	18
1.2.11. Description des alimentations électriques.....	19
1.2.11.1. Rôle et description de la distribution électrique.....	19
1.2.11.2. Présentation de l'architecture de distribution électrique.....	20
1.2.11.3. Moyens de surveillance des alimentations électriques.....	20
1.2.12. Risques spécifiques de l'installation	21
1.2.13. Etat de la centrale au 30 juin 2011.....	22
1.2.13.1. Le bâtiment réacteur	22
1.2.13.2. Le bâtiment des manutentions.....	23
1.2.13.3. Le bâtiment des générateurs de vapeur	24
1.2.13.4. Le bâtiment IPE.....	25

1.2.13.5. Le bâtiment des Annexes	25
1.2.13.6. Le Bâtiment Contrôle Bureaux.....	25
2. IDENTIFICATION DES RISQUES D'EFFET FALAISE ET DES STRUCTURES ET EQUIPEMENTS ESSENTIELS	26
2.1. RISQUES D'EFFET FALAISE.....	28
2.1.1. Matières radioactives ou dangereuses susceptibles d'être mobilisées.....	28
2.1.1.1. Matière fissile et fertile.....	28
2.1.1.2. Sodium.....	28
2.1.2. Etat sûr de l'installation	29
2.1.2.1. Confinement des matières radioactives et dangereuses.....	29
2.1.2.2. Maîtrise de la réactivité.....	29
2.1.2.3. Evacuation de la puissance résiduelle.....	29
2.1.3. Identification des risques d'effet falaise	31
2.1.3.1. Accidents liés au risque sodium	31
2.1.3.2. Accidents mobilisant les assemblages combustibles	37
2.1.3.3. Accident de criticité	39
2.2. STRUCTURES ET EQUIPEMENTS ESSENTIELS	41
3. SEISME.....	43
3.1. DIMENSIONNEMENT DE L'INSTALLATION.....	43
3.1.1. Séisme de dimensionnement	43
3.1.2. Dispositions de protection du dimensionnement.....	44
3.1.2.1. Bâtiments	44
3.1.2.2. Equipements	50
3.1.3. Conformité des installations	53
3.1.3.1. Surveillance de certains paramètres.....	53
3.1.3.2. Tests programmés de matériels	53
3.1.3.3. Contrôles au cours des opérations d'entretien	54
3.1.3.4. Contrôles réglementaires	54
3.1.3.5. Assurance de la qualité	54
3.1.3.6. Gestion des modifications	54
3.1.3.7. Réévaluation de sûreté	54
3.2. EVALUATION DES MARGES	55
3.2.1. Démarche analytique.....	55
3.2.1.1. Bâtiments	55
3.2.1.2. Equipements	64
3.2.2. Robustesse de l'installation	74
4. INONDATION.....	75

4.1. DIMENSIONNEMENT DE L'INSTALLATION	75
4.1.1. Inondation de dimensionnement.....	75
4.1.2. Dispositions de protection du dimensionnement	76
4.1.2.1. Identification des équipements essentiels associés au risque d'inondation	76
4.1.2.2. Principales dispositions de conception.....	77
4.1.2.3. Principales dispositions d'exploitation pour alerter de l'imminence de l'inondation	78
4.1.2.4. Organisation de la Centrale Phénix lors d'une inondation ou lors d'évènements pouvant conduire à une inondation	78
4.1.2.5. Organisation du centre de Marcoule lors d'une inondation ou lors d'évènements pouvant conduire à une inondation	78
4.1.3. Conformité de l'installation.....	78
4.2. EVALUATION DES MARGES	79
4.2.1. Voies possibles de cheminement de l'eau dans l'installation	79
4.2.2. Risque d'inondation suite à des infiltrations	79
4.2.3. Risques liés à des pluies intenses.....	80
4.2.4. Disposition vis-à-vis d'une crue du Rhône	80
4.2.4.1. Crue du Rhône comprise entre 38 mNGF et 38,53 mNGF.....	80
4.2.4.2. Crue du Rhône comprise entre 38,53 mNGF et 38,70 mNGF.....	80
4.2.4.3. Crue du Rhône supérieure à 38,70 mNGF (niveau + 0,0 m de Phénix).....	81
4.2.5. Mesures de protection complémentaires envisagées	82
5. AUTRES PHENOMENES NATURELS EXTREMES	83
5.1. CONDITIONS METEOROLOGIQUES EXTREMES LIEES A L'INONDATION	83
5.2. SEISME DEPASSANT LE NIVEAU DE SEISME POUR LEQUEL L'INSTALLATION EST DIMENSIONNEE ET INONDATION INDUITE DEPASSANT LE NIVEAU D'EAU POUR LEQUEL L'INSTALLATION EST DIMENSIONNEE	83
5.2.1. Bâtiment réacteur.....	84
5.2.2. Bâtiment Manutention	84
5.2.3. Bâtiments Annexes, Bâtiment-Contrôle-Bureaux, galeries techniques	85
5.2.4. Fuite du château d'eau	86
5.2.5. Fuite du bassin Pascal	86
5.2.6. Mesures de protection complémentaires envisagées	86
6. PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES ET PERTE DES SYSTEMES DE REFROIDISSEMENT	87
6.1. PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES EXTERNES	87
6.1.1. Manque de Tension (MdT) - Alimentation par les groupes électrogènes principaux	87
6.1.1.1. Description des groupes conventionnels D1/D2.....	87
6.1.1.2. Mise en œuvre.....	87
6.1.1.3. Capacité – Durée de fonctionnement	88

6.1.2. Manque de tension Généralisé (MdTG) - Alimentation par les groupes électrogènes Ultimes Secours.....	88
6.1.2.1. Description des groupes Ultimes Secours.....	88
6.1.2.2. Mise en œuvre	88
6.1.2.3. Capacité – Durée de fonctionnement.....	88
6.1.3. Alimentation par les batteries d’accumulateurs	89
6.1.3.1. Description de batteries d’accumulateurs puissance.....	89
6.1.3.2. Description de batteries d’accumulateurs de contrôle	89
6.1.3.3. Capacité – Durée de fonctionnement.....	89
6.2. PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES EXTERNES ET INTERNES.....	89
6.2.1. Moyens mobiles extérieurs.....	89
6.2.2. Robustesse de l’installation	89
6.3. PERTE DU SYSTEME DE REFROIDISSEMENT ULTIME	91
6.4. PERTE DU SYSTEME DE REFROIDISSEMENT PRINCIPAL, CUMULEE AVEC LA PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES EXTERNES ET DES ALIMENTATIONS INTERNES DE SECOURS	92
7. GESTION DES ACCIDENTS GRAVES	93
7.1. MOYENS DE GESTION DE LA SITUATION DE CRISE.....	93
7.1.1. Organisation en cas de crise.....	93
7.1.2. Moyens de communication en cas de crise.....	95
7.1.3. Formation et exercices.....	96
7.2. MOYENS D’INTERVENTION ACTUELLEMENT DISPONIBLES.....	98
7.2.1. Moyens d’intervention prévus en cas de feu de sodium.....	98
7.2.2. Moyens d’intervention prévus en cas de dissémination de matière radioactive.....	99
7.2.3. Moyens d’intervention prévus en cas d’inondation.....	99
7.2.4. Moyens d’intervention prévus en cas d’accident de criticité	99
7.3. ROBUSTESSE DES MOYENS DISPONIBLES.....	101
7.3.1. Moyens d’intervention en cas d’accident susceptible de conduire à un effet falaise.....	101
7.3.1.1. Fuites cumulées de la cuve principale, de la cuve double enveloppe et de la cuve d’enceinte primaire	101
7.3.1.2. Fuite de la cuve du barillet cumulée à une perte d’étanchéité du cuvelage du puits de cuve du barillet.....	102
7.3.1.3. Feu de sodium affectant le piège froid primaire en service	103
7.3.1.4. Réaction sodium eau de grande ampleur.....	103
7.3.1.5. Accident mobilisant le terme source radiologique des cellules	104
7.3.2. Impact d’un séisme ou d’une inondation sur la disponibilité des moyens d’intervention	105
7.3.2.1. Evaluation des conséquences.....	105
7.3.2.2. Conclusion quant à la disponibilité des moyens d’intervention.....	108

8. CONDITIONS DE RECOURS AUX ENTREPRISES PRESTATAIRES.....	110
8.1. CHAMPS D'ACTIVITE.....	110
8.2. MODALITES DE CHOIX DES PRESTATAIRES	111
8.3. DISPOSITIONS PRISES POUR MAITRISER LES CONDITIONS D'INTERVENTION.....	112
8.4. MODALITES DE SURVEILLANCE	113
9. SYNTHESE.....	115

LISTE DES FIGURES

Figure 1 : Situation de Bagnols-sur-Cèze.....	8
Figure 2 : Localisation du Centre de Marcoule.....	8
Figure 3 : Localisation de la Centrale Phénix sur le site de Marcoule	9
Figure 4 : Schéma de principe de fonctionnement de Phénix.....	12
Figure 5 : Coupe du réacteur Phénix.....	14
Figure 6 : Schéma d'un Générateur de Vapeur.....	15
Figure 7 : Plan de masse.....	17
Figure 8: Synthèse des spectres sismiques retenus pour la rénovation Phénix.....	43
Figure 9 : Coupe altimétrique au droit de la Centrale Phénix.....	75
Figure 10 : Ensemble général de la Centrale - Vue en coupe	76

LISTE DES TABLEAUX

Tableau 1 : Synthèse des facteurs de marge sur les bâtiments	64
Tableau 2 : Synthèse des facteurs de marge sur les équipements	74
Tableau 3 : Précipitations les plus intenses relevées ces 50 dernières années sur le Centre de Marcoule	76
Tableau 4 : Pluies de référence (intervalle de confiance 95%).....	76

0. LIMINAIRE

D'une manière générale, les installations nucléaires sont construites en prenant des marges importantes, par rapport à la meilleure évaluation des risques encourus, sur la solidité des bâtiments et des équipements ; sachant que ces installations sont de plus équipées de systèmes de sauvegarde redondants. Ceci pour faire face à des phénomènes extérieurs inhabituels ou à des défaillances matérielles ou humaines.

Par exemple, pour le risque de séisme, les installations sont déjà construites pour résister à un séisme « majoré », significativement supérieur au séisme le plus fort identifié au cours de l'histoire, dans la région où est située l'installation. Une marge importante est donc ainsi mise en place lors de la construction de l'installation, aussi bien en matière de séisme (cf. § 3.1) qu'en matière d'inondation (cf. § 4.1).

L'évaluation complémentaire de la sûreté, objet du présent rapport, consiste à réévaluer ces marges à la lumière des événements qui ont eu lieu à Fukushima, à savoir des phénomènes naturels extrêmes mettant à l'épreuve la sûreté des installations. Il s'agit d'apprécier le comportement des installations dans ces situations, pour éprouver leur robustesse et la pertinence des mesures actuellement prévues en cas d'accident. Ceci pour éventuellement identifier des dispositions complémentaires, aussi bien techniques qu'organisationnelles, qui pourraient être mises en place.

De manière plus détaillée, les situations examinées résultent des événements ou aléas extrêmes suivants :

- séisme au-delà du séisme « majoré », inondation au-delà de la crue majorée, autres phénomènes naturels extrêmes (dont l'inondation qui serait causée par le séisme « majoré », cf. § 5),
- pertes postulées des alimentations électriques internes et externes, perte postulée de la source de refroidissement ; cumul de ces deux pertes (cf. § 6),
- la gestion des accidents dans ces situations extrêmes (cf. §7).

Il s'agit alors d'identifier les éventuelles situations pouvant induire une brusque dégradation des séquences accidentelles (« effet falaise ») et d'évaluer les marges par rapport à cet éventuel effet falaise.

Ceci permet ensuite de proposer des dispositions complémentaires permettant de prévenir de telles situations extrêmes, et de renforcer ainsi la robustesse de l'installation (amélioration de la résistance de certains équipements, renforcement de l'autonomie de certaines alimentations électriques, etc...)

1. CARACTERISTIQUES DE L'INSTALLATION

1.1. GENERALITES

1.1.1. Localisation et exploitant

La Centrale Phénix et ses installations annexes qui constituent l'Installation Nucléaire de Base N° 71, sont implantés sur la rive droite du Rhône sur le site nucléaire de Marcoule près de Bagnols-sur-Cèze dans le département du Gard. L'exploitant nucléaire de la Centrale Phénix est le Commissariat à l'Energie Atomique (CEA).



Figure 1 : Situation de Bagnols-sur-Cèze

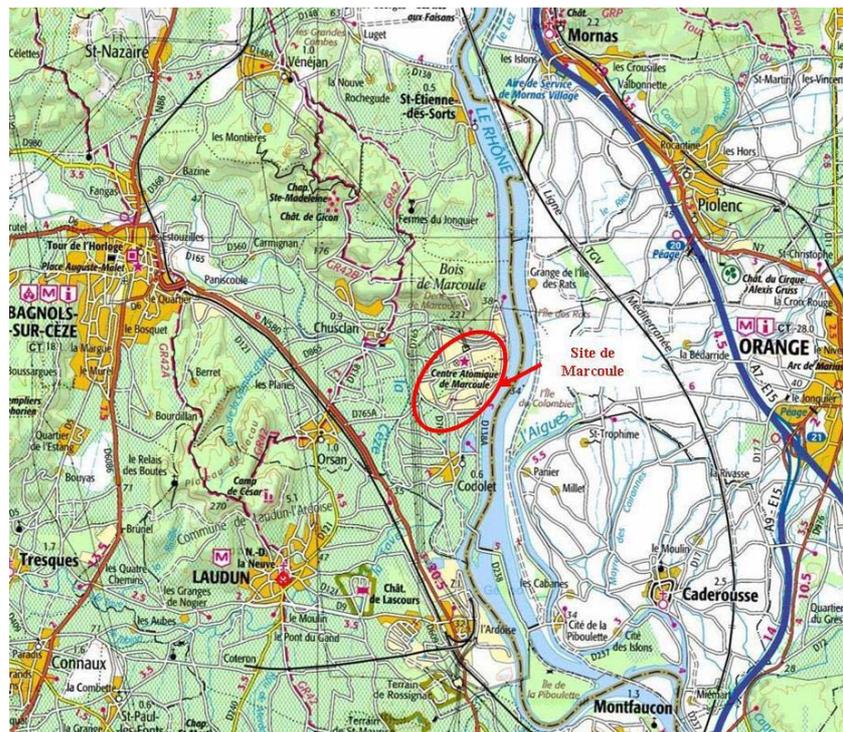


Figure 2 : Localisation du Centre de Marcoule

Phénix est une Centrale nucléaire prototype de la filière des Réacteurs à Neutrons Rapides à sodium (RNR) d'une puissance électrique de 250 MWe et d'une puissance thermique de 563 MWth lorsqu'elle était en fonctionnement. Sa construction a débuté en 1968 pour une mise en service industrielle le 14 juillet 1974.

La fin du fonctionnement divergé du réacteur a été prononcée le 1^{er} février 2010.

La Centrale Phénix était, à l'origine, un ensemble industriel exploité par une association entre le Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA) et Électricité de France (EdF). A la suite de son arrêt définitif de production d'électricité en 2009, la Centrale est rattachée uniquement au CEA.

Les bâtiments principaux sont alignés parallèlement au Rhône suivant un axe sensiblement Nord-Sud et disposés sur une plateforme de quelques hectares aménagée à la cote + 38,7 mNGF. Ils forment un ensemble d'environ 150 mètres de long sur 42 mètres de large.

Le Centre de Marcoule est accessible par trois directions :

- la route départementale 138 (qui longe l'Ouest et le Nord du Centre de Marcoule) permet d'accéder en provenance de Bagnols-sur-Cèze et/ou d'Avignon (et d'Orange), au niveau du poste de garde "Ouest",
- la même route départementale 138 permet d'accéder en provenance de Pont-St-Esprit et Bollène (via St Etienne des Sorts) au poste de garde "Nord",
- la route communale qui longe la clôture à l'Est et au Sud du Centre de Marcoule permet un accès au poste de garde "Sud", en face du village de Codolet.

La zone Phénix est située à l'extrémité Nord-Est du Centre de Marcoule. Elle est clôturée, et munie de portails d'accès au Nord et au Sud.

Cette configuration met les services d'intervention du Centre à une distance moyenne de 1 000 m de la Centrale Phénix, sans passer par le domaine public.

Il n'y a aucun embranchement ferroviaire desservant la Centrale Phénix.

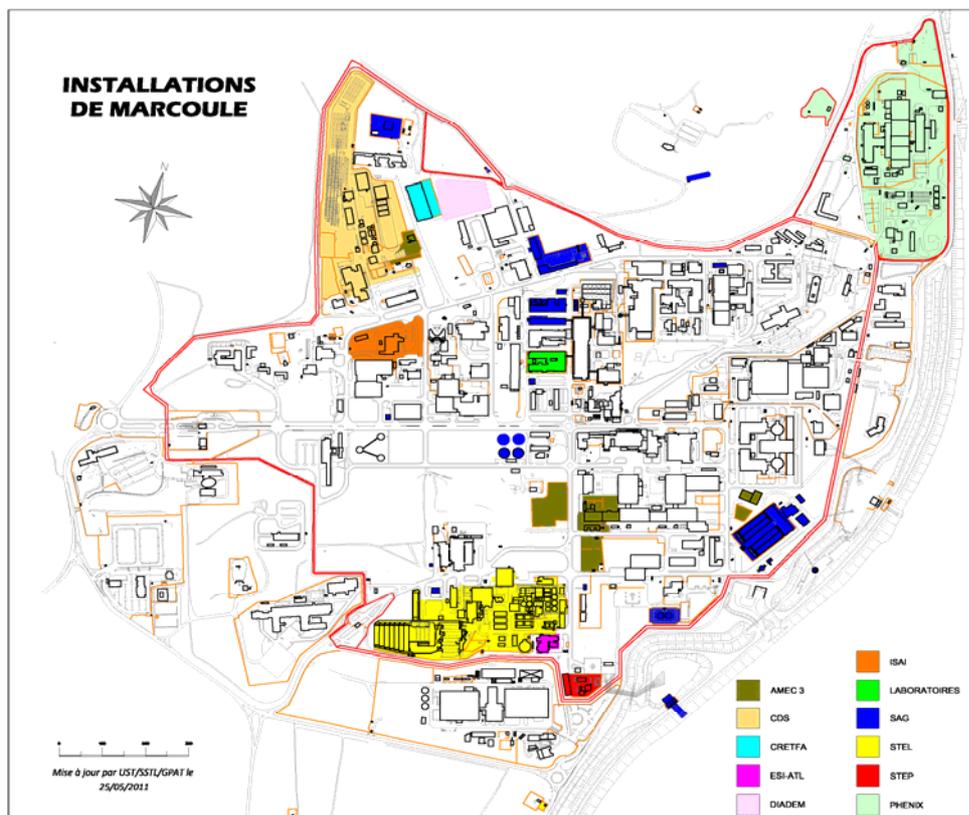


Figure 3 : Localisation de la Centrale Phénix sur le site de Marcoule

1.1.2. Environnement industriel

L'environnement industriel de la Centrale Phénix est constitué des installations suivantes :

- le site de Laudun-l'Ardoise, situé à plus de 5 km au Sud comprenant :
 - l'entreprise Ferro-PEM (anciennement PECHINEY Electrométallurgie) qui fabrique des produits de fonderie (ferro-alliages),
 - la société OWENS CORNING FIBERGLASS qui fabrique des produits à base de fibre de verre,
 - diverses sociétés de services et petites sous-traitance,
- le site de Marcoule, dans lequel la Centrale Phénix est implantée, avec les principales installations suivantes :
 - les installations de l'INBS,
 - Atalante (INB 148) : laboratoire consacré au retraitement des combustibles irradiés et à la gestion des déchets radioactifs de haute activité et à vie longue,
 - Melox (INB 151) : usine de fabrication de combustible nucléaire MOX,
 - Centraco (INB 160) : usine de traitement et de conditionnement des déchets radioactifs,
 - Cisbio Bioassays : entreprise spécialisée dans les technologies biomédicales,
- à 18 km au Nord, sont implantées les usines de séparation isotopique de l'uranium par le procédé de diffusion gazeuse (EURODIF) ou de centrifugation (usine Georges Besse II) et la Centrale électronucléaire EdF du Tricastin.

La situation géographique du site Laudun-l'Ardoise, en aval du Rhône, ainsi que son éloignement (environ 8 km) et la nature des industries qu'il comporte n'entraînent pas de risques significatifs pour la Centrale.

Pour ce qui concerne les installations du site de Marcoule (les installations de l'INBS, l'installation Atalante, Melox, Centraco et Cisbio Bioassays), les risques qu'elles induisent sont principalement liés à la dissémination accidentelle de matière radioactive. Il s'agit donc d'un risque sur la santé des personnes, par exposition externe et interne. Ces risques ne sont pas de nature à remettre en cause directement la sûreté de la Centrale Phénix. Ils peuvent être à prendre en compte en termes de conditions d'intervention en cas d'accident nécessitant des interventions à Phénix.

L'usine Melox comporte une plate-forme gaz pour les besoins du procédé, constituée de zones de stockage d'hydrogène, d'argon et de mélange argon/hydrogène. Ces installations respectent la législation relative aux Installations Classées pour la Protection de l'Environnement. La surpression engendrée par l'explosion d'un mélange air-hydrogène est faible (inférieure à 10 mbar) et n'entraîne pas de risque pour la Centrale Phénix.

En ce qui concerne les risques chimiques (par exemple ouverture accidentelle d'un conteneur de chlore sur le Centre), la ventilation des différents bâtiments de la Centrale peut être isolée en cas de besoin par fermeture de registres étanches. Seuls fonctionnent alors en recyclage total les circuits des salles de commande, d'électronique et des salles d'appareillage et relayage.

Canalisations de produits dangereux

Les canalisations de produits dangereux sont des oléoducs et des gazoducs et les risques associés sont les incendies et les explosions. Il s'agit :

- du pipeline Sud-européen (PLSE) d'une capacité de 90.10^6 t/an de pétrole brut passant à l'Est de Valréas à 15 km du site,
- du pipeline Méditerranée-Rhône (PMR) d'une capacité de 6.10^6 t/an de produits raffinés (gasoil, fuel léger, essence) passant à l'Est de Sainte-Cécile les Vignes à 10 km du site,
- du pipeline de l'Otan situé à 14 km du site,
- du gazoduc de gaz naturel d'Eurodif passant à 15 km au Nord du site,
- d'une conduite de 150 mm de diamètre transportant du gaz naturel sous 67 bar, reliant l'Ardoise à Bagnols-sur-Cèze et située à 2 km à l'Ouest du site ; sur cette conduite, est branchée une canalisation de 80 mm de diamètre alimentant les chaudières 1 et 2 à l'intérieur du Centre, en limite de clôture côté Nord,
- du gazoduc acheminant du gaz depuis Fos et passant à 15 km du site.

Le risque principal est induit par la conduite de 80 mm de diamètre transportant du gaz naturel sous 67 bars. L'hypothèse la plus pénalisante est une fuite de la conduite à l'arrivée sur le Centre de Marcoule. Dans cette situation, il a été vérifié que les conséquences de l'éventuelle explosion résultante seraient acceptables pour la Centrale Phénix.

Voies de communication

La Centrale Phénix est localisée à proximité des voies de communication suivantes :

- réseau routier :
 - le principal axe routier est l'autoroute A7 qui passe à environ 5,5 km du site au niveau de Piolenc et au droit du site au niveau d'Orange. Sur la rive droite du Rhône, on retrouve l'autoroute A9, qui passe à environ 7 km du site au niveau d'Orange,
 - la route nationale N7 longe le Rhône en rive gauche, parallèlement à l'autoroute. Au niveau de Piolenc, elle est à environ 3 km,
 - la route nationale N86 dessert la rive droite du Rhône. Sa distance au site est d'environ 7,5 km,
 - la route nationale N580 assure la liaison en direction d'Avignon entre Bagnols-sur-Cèze et l'autoroute A9 (Roquemaure) et passe à 2,5 km environ au Sud-Ouest du site. Des liaisons permettent l'accès au site,
 - les routes départementales à proximité immédiate du site.

Le principal risque lié au réseau routier est le risque d'explosion lié au transport de gaz inflammables liquéfiés.

- réseau ferroviaire :
 - la ligne TGV Méditerranée reliant Valence à Marseille et à Montpellier, passe, au plus près, à environ 3 km du site sur la rive gauche du Rhône,
 - la ligne Paris-Lyon-Marseille est située en rive gauche du Rhône avec un trafic de voyageurs et de marchandises et passe à environ 5 km au Nord-Est du site,
 - la ligne Valence-Nîmes longe la RN580. Elle assure un trafic de marchandises et passe à environ 2,5 km au Sud-Ouest du site.

Le principal risque est identique à celui présenté par le réseau routier.

- réseau fluvial : le Rhône (situé à 150 m environ de la Centrale) comporte un port fluvial à l'Ardoise à 6 km au Sud du site. En 2006, le trafic fluvial était de l'ordre de 4 millions de tonnes de marchandise et l'écluse de Caderousse a été franchie par 6 569 bateaux. Le risque induit par le trafic fluvial est lié à l'explosion d'un convoi transportant des matières explosibles

Le risque associé à ces voies de communication est considéré comme étant un risque résiduel pour la Centrale Phénix.

1.1.3. Perspectives d'évolution de la centrale : démantèlement

La centrale Phénix est actuellement en phase de préparation à la mise à l'arrêt définitif en vue de son démantèlement.

Les activités techniques sur la centrale concernent la surveillance de l'installation et de bon fonctionnement des matériels qui doivent rester opérationnels, des activités de maintenance, des opérations d'évacuation des substances dangereuses présentes dans l'installation et qui ne sont plus nécessaires (matières radioactives, chimiques, fluides...), des opérations de mise en sécurité de circuits, l'aménagement de locaux en vue du démantèlement...

A la date de rédaction du présent document, le dossier réglementaire de demande d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement est en cours de constitution.

L'objectif principal du démantèlement de Phénix est de conduire au déclassement complet de l'INB n°71. Le démantèlement permet de diminuer puis de supprimer les différents risques que présente l'installation.

Le contexte du fonctionnement de Phénix a permis d'entreprendre les études de démantèlement parallèlement à la fin du fonctionnement et d'adopter une stratégie de démantèlement immédiat.

Ce contexte permet également de bénéficier des compétences et de l'expérience de l'équipe d'exploitation en place, notamment pour les opérations d'évacuation du combustible et des composants démontables du

bloc réacteur, pour les interventions sur le sodium et les circuits sodium, et plus généralement pour les premières opérations de démantèlement.

Les principales dates clés envisagées pour les étapes réglementaires et techniques du démantèlement sont :

- 2nd semestre 2011 : envoi du dossier de demande d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement (MAD/DEM),
- fin 2012 : enquête publique pour le décret de MAD/DEM,
- courant 2013 : date souhaitée pour l'obtention du décret de MAD/DEM,
- 2015-2017 : fin du déchargement des éléments combustibles du cœur. A ce stade, plus de 99% de la radioactivité contenue dans l'installation aura été évacuée,
- 2023 : fin du traitement du sodium coulable. A ce stade, plus de 99% du sodium contenu dans l'installation aura été traité. Il n'y aura plus de risque de fuite de sodium,
- 2026 : fin du traitement des objets contenant des amas de sodium,
- à partir de 2040 : possibilité de déclassement de l'INB 71.

Le CEA a engagé, dès 2009, des opérations préparatoires visant à réduire aussi tôt que possible les risques présents dans l'installation. Ceci permet de profiter de la compétence du personnel présent. L'évolution d'état de l'installation qui en découle est décrite au paragraphe 1.2.13.

1.2. PRINCIPALES CARACTERISTIQUES DE LA CENTRALE

La Centrale comporte les principaux sous ensembles suivants : le réacteur, les circuits sodium secondaire et les Générateurs de Vapeur, l'installation de production d'électricité et les systèmes dédiés à la manutention du combustible.

La conception du réacteur est dite "intégrée", c'est-à-dire que sont placés dans une même cuve : le cœur, les pompes primaires et les échangeurs intermédiaires. Mis à part quelques circuits auxiliaires (épuración, remplissage, vidange), l'ensemble du sodium primaire actif est contenu à l'intérieur de la cuve "principale". Le sodium secondaire est peu radioactif. En phase de fonctionnement, après passage dans les échangeurs intermédiaires, il transfère via les Générateurs de Vapeur la chaleur du sodium primaire à l'eau du circuit de la turbine qui transformait l'énergie thermique en électricité.

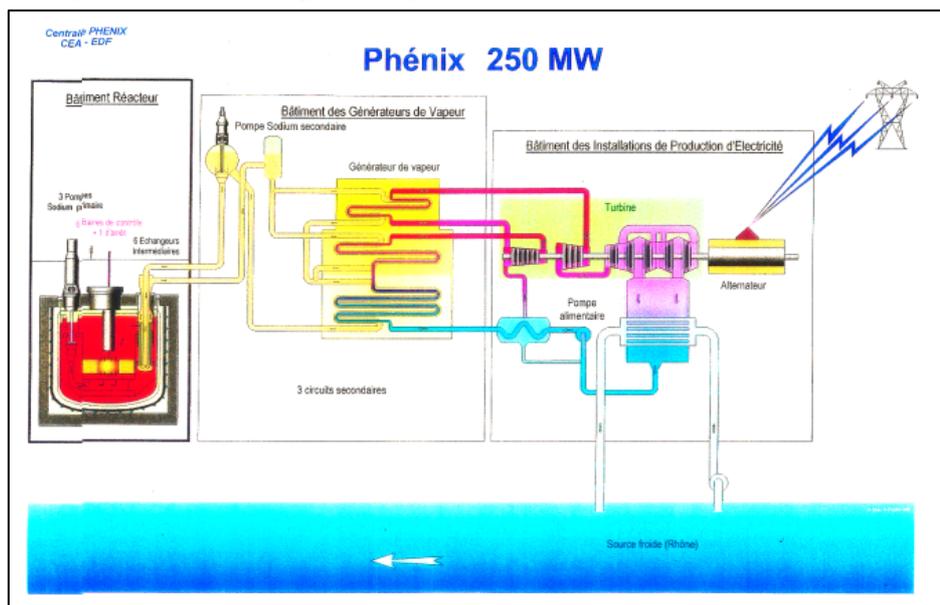


Figure 4 : Schéma de principe de fonctionnement de Phénix

1.2.1. Le cœur

Le cœur du réacteur est placé dans une cuve d'environ 10 mètres de hauteur et de 12 mètres de diamètre. Ce cœur comporte les éléments suivants :

- le combustible fissile,
- la couverture fertile radiale,
- la protection neutronique latérale.

Le combustible fissile est constitué d'un mélange d'oxyde plutonium-uranium. Ce combustible est contenu dans une centaine d'assemblages comportant chacun 217 aiguilles constituées elles-mêmes par un empilement de pastilles d'oxyde placées dans des gaines d'acier inoxydable.

La couverture fertile radiale disposée autour du combustible fissile contient de l'uranium 238 appauvri, mis en œuvre sous forme de pastilles contenues dans des assemblages similaires aux assemblages fissiles. Cette couverture permettait de générer de la matière fissile supplémentaire, car sous l'action des neutrons produits par la réaction nucléaire de fission, les noyaux fertiles d'uranium 238 se transforment en noyaux de plutonium 239, eux-mêmes fissiles. Ce plutonium peut être récupéré par retraitement, de façon à ce qu'une plus grande partie de la capacité énergétique de l'uranium soit valorisée.

La protection neutronique latérale entourant l'ensemble de la matière fissile et fertile, constituée d'éléments en acier, permettait de limiter l'activation du sodium secondaire dans les échangeurs intermédiaires. Cette protection a également permis de limiter les doses intégrées pendant le fonctionnement en puissance du réacteur sur les structures en acier inoxydable du bloc réacteur et sur les cuves elles-mêmes, ce qui a préservé leurs caractéristiques mécaniques et limité leur activation.

Six barres de commande sont installées au centre du cœur. Elles permettaient de "piloter" le réacteur en toute sécurité en absorbant des neutrons, stabilisant ainsi la réaction en chaîne.

1.2.2. Le bloc réacteur

Un schéma du bloc réacteur est présenté en Figure 5 ci-après.

Le cœur repose sur le sommier qui assurait la distribution du sodium et donc le refroidissement du cœur en fonction de la puissance thermique à extraire. Le sommier et le faux-sommier qui l'entoure sont fixés sur un platelage, lui-même porté par la cuve principale. Cet ensemble supporte le poids de tous les assemblages.

La cuve principale, d'environ 10 mètres de hauteur pour environ 12 mètres de diamètre, ne présente aucun piquage dans toute la partie où elle est baignée par le sodium de manière à limiter les risques de fuite. La cuve principale est supportée par la dalle de béton qui forme la partie supérieure du bloc réacteur.

Cette dalle porte également les appuis des pompes primaires et des échangeurs intermédiaires, ainsi que, en son centre, le bouchon tournant (nécessaire aux manutentions des assemblages), prolongé en sa partie inférieure par le bouchon couvercle cœur.

La cuve principale est elle-même fermée en partie supérieure par un toit plat, muni de traversées pour le passage des pompes et échangeurs. Le toit se raccorde à la virole du bouchon tournant.

Le sodium primaire (environ 800 tonnes) est contenu dans la cuve principale.

Par mesure de sécurité, une double enveloppe entoure la cuve principale : elle permet de contenir une fuite éventuelle de sodium.

Une troisième cuve, la cuve d'enceinte primaire, en acier ordinaire, entoure les deux premières. Elle est soudée sous la dalle et maintenue en atmosphère d'azote. Son rôle est de contenir les produits actifs qui pourraient s'échapper de la cuve principale en cas d'accident ; par ailleurs, elle porte un circuit de refroidissement dit d'ultime secours, refroidi par un échangeur relié à des aéroréfrigérants. Ce circuit permet de limiter la température atteinte par le béton du "puits de cuve" qui supporte la dalle et donc l'ensemble du bloc réacteur. Il assure aussi le refroidissement de la dalle du réacteur.

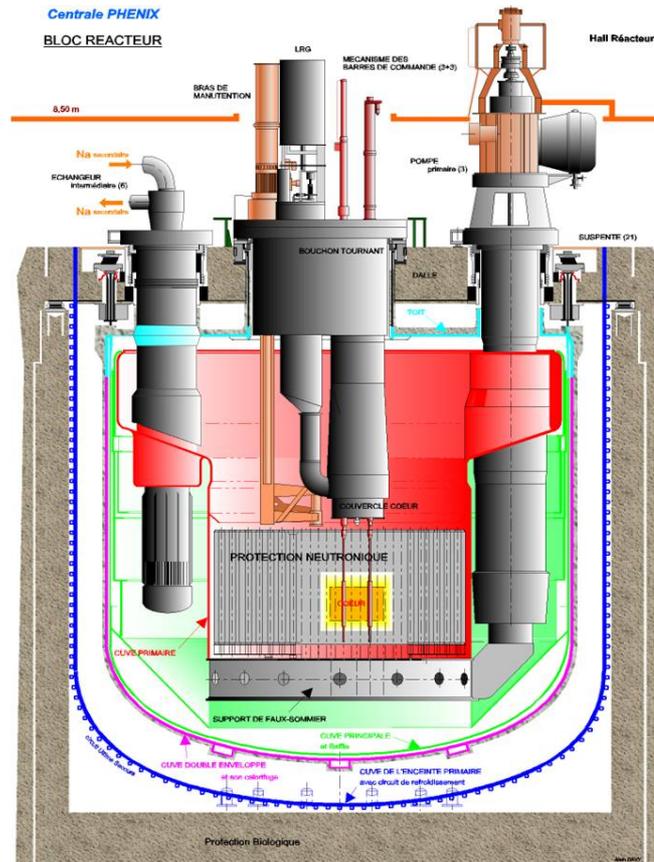


Figure 5 : Coupe du réacteur Phénix

1.2.3. Les circuits auxiliaires primaires

Le Bloc Réacteur est complété par les circuits auxiliaires primaires qui assurent les fonctions suivantes :

- pour le sodium primaire : stockage, remplissage, vidange, contrôle de la pureté, purification,
- pour l'argon de couverture : régulation de la pression, épuration, contrôle des rejets.

1.2.4. Les circuits secondaires

Initialement, trois circuits secondaires complètement indépendants assuraient le transfert de chaleur des échangeurs intermédiaires jusqu'aux générateurs de vapeur par circulation de sodium. Depuis 1994, seuls deux circuits secondaires fonctionnaient sur les trois initialement en fonctionnement.

Chaque circuit secondaire contient environ 120 tonnes de sodium.

1.2.5. Les générateurs de vapeur

Le schéma d'un Générateur de Vapeur est présenté en Figure 6 ci-après.

Chaque circuit secondaire est connecté à un Générateur de Vapeur constitué de trois étages (économiseur-évaporateur, surchauffeur et resurchauffeur) comportant chacun douze modules.

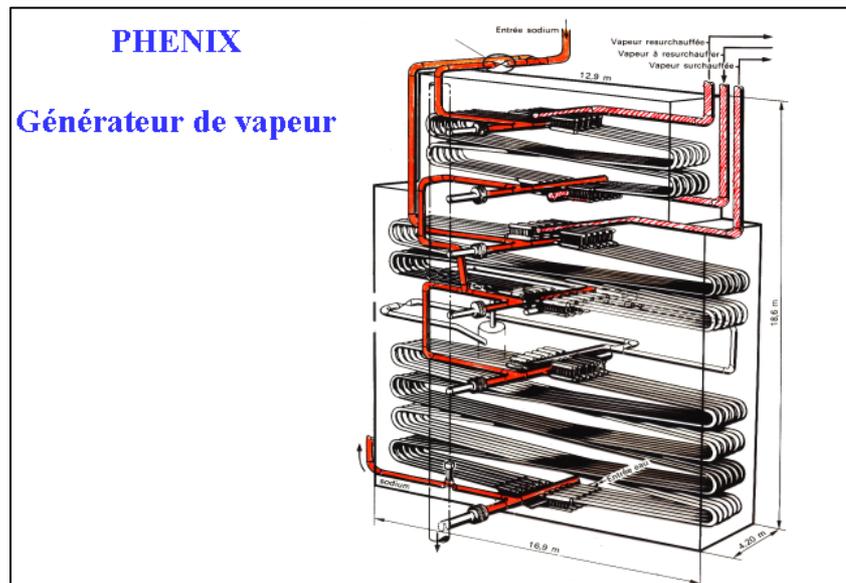


Figure 6 : Schéma d'un Générateur de Vapeur

1.2.6. Les systèmes de manutention du combustible

Les systèmes de manutention du combustible sont composés des principaux équipements suivants :

- le bras de manutention des éléments en réacteur,
- le sas de transfert des éléments entre la cuve principale et le barillet de stockage,
- le barillet de stockage,
- les cellules de conditionnement de d'évacuation des combustibles (Cellule des Eléments Irradiés et Cellule Annexe)
- la fosse de stockage des assemblages neufs,
- la hotte des éléments neufs assurant le transfert des éléments entre la fosse de stockage et le barillet.

On décrit ci-après plus précisément les équipements pouvant contenir un nombre significatif d'éléments ou des quantités significatives de sodium.

1.2.6.1. Barillet de stockage

Le barillet est une cuve contenant environ 180 tonnes de sodium. Il constitue un stockage tampon entre le réacteur et la cellule des éléments irradiés. Cet équipement assure le stockage des éléments du cœur afin de permettre leur décroissance radioactive et leur refroidissement, et permet leur positionnement pour acheminement en cellule des éléments irradiés en vue de leur démantèlement.

Le barillet recevait également les éléments neufs dans des pots de manutention, préparés pour le chargement du réacteur.

Le barillet de stockage est implanté dans le bâtiment des manutentions entre les niveaux + 2,00 m et - 7,80 m, dans une fosse de 9 m de diamètre et de 8,40 m de profondeur. La cuve du barillet est conçue comme un réservoir fermé, à fond et toit plats, suspendu par des ridoirs à un corbeau situé à la partie supérieure de la fosse. Cette cuve a un diamètre 7,40 m et une hauteur entre fond et toit de 5,45 m environ.

La liaison avec l'enceinte étanche du sas de chargement-déchargement s'effectue au moyen d'un "bec de cafetière" muni d'un soufflet, dans lequel prend place la rampe secondaire du sas.

Dans la cuve se trouve un manège comprenant 112 emplacements, répartis en 2 couronnes concentriques. Chaque emplacement peut recevoir un pot à élément. La masse du manège, des pots et éléments, est

reprise par la structure de la dalle, située au-dessus du toit de la cuve. Un roulement permet la rotation du manège.

Au centre du moyeu du manège est logé un échangeur à liquide organique immobile en rotation. En fonctionnement normal, l'échangeur peut évacuer une puissance inférieure ou égale à 200 kW, en maintenant le sodium à une température comprise entre 150°C et 180°C.

Autour de l'échangeur, prennent place les cannes chauffantes dissipant une puissance de 60 kW. Au moyen d'une régulation par tout ou rien, celles-ci maintiennent la température du sodium entre 150 et 180°C, compensant les fuites thermiques lorsque les éléments présents dans le barillet ne dégagent pas une puissance résiduelle suffisante.

1.2.6.2. Cellules

La Cellule des Éléments Irradiés (CEI) est une enceinte parallélépipédique dont la longueur est orientée Nord-Sud, elle est située au-dessus du niveau + 0,0 m. Elle surplombe partiellement le barillet permettant ainsi d'établir des liaisons avec ce dernier. Sous la CEI se trouvent également la salle de lavage et d'examen, le couloir de circulation des châteaux d'évacuation, et sa cellule annexe.

La cellule annexe (CA) de forme générale parallélépipédique est également orientée Nord-Sud, sa face Est étant dans le plan de la face Est de la cellule des éléments irradiés, la CA est située en sous-sol. Dans sa partie centrale, la cellule annexe surplombe une fosse pouvant recevoir des éléments irradiés. Le volume des cellules est de 850 m³ pour la cellule des Éléments Irradiés présente et de 150 m³ et la Cellule Annexe.

De type α , β , γ , les cellules peuvent recevoir des éléments irradiés dont la puissance thermique résiduelle est normalement inférieure ou égale à 2,5 kW.

La cellule des éléments irradiés et la cellule annexe comportent un ensemble de postes de travail permettant le lavage des éléments, la découpe des pieds et têtes d'assemblages et le conditionnement des aiguilles combustible avant leur évacuation de l'installation.

Au total, la CEI comme la CA peuvent contenir l'équivalent de plusieurs assemblages irradiés.

Les deux cellules sont maintenues en atmosphère d'azote.

1.2.6.3. Fosse de stockage des éléments neufs

Le stockage des éléments combustibles neufs est effectué dans une fosse aux parois en béton. L'ouverture supérieure de cette fosse est équipée d'un râtelier auquel sont suspendus les étuis de propreté en aluminium contenant les assemblages combustibles, les aiguilles combustibles en conteneur ou les capsules en porteur. La capacité du stockage est de 156 étuis, au pas carré de 300 mm. Le fond de la fosse de stockage est situé au niveau - 3,5 m et l'ouverture supérieure au niveau + 2,0 m.

Des trappes d'accès, en béton ordinaire de 300 mm d'épaisseur, sont disposées au-dessus de chaque étui. Elles assurent, en outre, la protection biologique du personnel. Cette fosse est drainée pour l'évacuation de l'eau éventuelle par gravité, vers un puisard relié à une cuve à effluents.

1.2.7. Installation de neutronographie

L'installation de neutronographie est utilisée pour l'examen des combustibles irradiés de Phénix. Elle est située dans le sous-sol du bâtiment des Manutentions Nord de la Centrale.

L'installation se compose principalement d'un réacteur constitué d'une cuve cylindrique en acier inoxydable contenant la solution fissile (environ 20 litres de nitrate d'uranyle), équipée d'un circuit de refroidissement et d'un réflecteur fixe. Un réflecteur mobile permet, par rapprochement avec la cuve, d'initier la réaction en chaîne.

1.2.8. La salle des machines

Au régime nominal en fonctionnement à 2 circuits secondaires sur 3, l'énergie thermique produite par le réacteur (350 MWth) était transformée en énergie électrique (145 MWe brut) par un groupe turboalternateur identique à ceux des centrales thermiques classiques d'EdF du palier "250 MWe".

L'ensemble de l'installation (condenseur, poste d'eau, etc.) est en tout point semblable à celui d'une centrale thermique classique. Le condenseur était refroidi par l'eau du Rhône à partir d'une station de pompage classique.

1.2.9. Plan de masse

Un plan de masse de l'installation est présenté en Figure 7.

On distingue les trois zones suivantes :

- la zone la plus à l'est, située à proximité du Rhône et comprenant :
 - la prise en Rhône, la station de pompage et celle de rejet présente lors de l'exploitation de la Centrale,
 - le bâtiment diesel Est,
 - le Bâtiment Contrôle-Bureaux (BCB),
 - le bâtiment Physique Accueil Public (PAP),
- la zone située au centre du plan masse et comprenant :
 - les bâtiments des Manutentions, Réacteur, Générateurs de Vapeur, Installation de Production d'Electricité (salle des machines),
 - de part et d'autre du bâtiment Réacteur, les bâtiments du circuit de refroidissement d'Ultime Secours voies Est et Ouest,
 - le bâtiment "Annexes" et le poste électrique 225 kV,
- la zone la plus à l'Ouest comprenant :
 - le bâtiment "Ateliers – Magasin",
 - le bâtiment diesel Ouest.

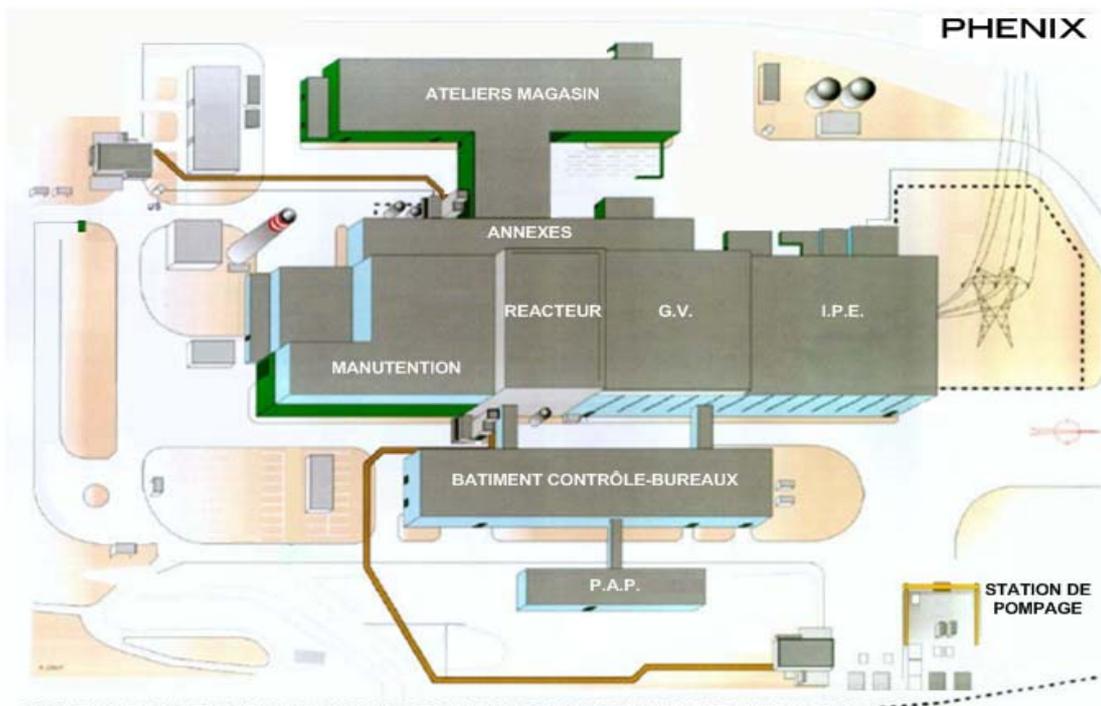


Figure 7 : Plan de masse

1.2.10. Description des bâtiments

1.2.10.1. Le bâtiment Réacteur

Ce bâtiment abrite le réacteur et la totalité des circuits contenant le sodium primaire. Il abrite également des locaux dotés de protection biologique et maintenus en atmosphère d'azote contenant la plupart des équipements auxiliaires du circuit primaire (piège froid, ...).

Il s'agit d'une enceinte de forme parallélépipédique, maintenue en légère dépression par rapport à l'atmosphère, en vue de limiter la dispersion des produits radioactifs.

Un cuvelage en acier pris dans les infrastructures est conçu pour assurer l'étanchéité et interdire toute fuite d'effluents radioactifs accidentels de l'intérieur des bâtiments vers les terrains sous-jacents, et empêcher tout envahissement des locaux en sous-sol par la nappe phréatique.

1.2.10.2. Le bâtiment des Manutentions

Le bâtiment des manutentions comprend deux parties principales :

- une zone Nord implantée sur le même radier que le bâtiment Réacteur, qui comporte différentes zones de stockage, de lavage et de décontamination des matériels, les installations destinées à la manutention et au démantèlement des assemblages et les examens non destructifs en cellules blindées,
- une zone Sud qui contient des bureaux, un magasin ainsi que le prolongement du hall des manutentions de la partie Nord.

1.2.10.3. Le bâtiment des Générateurs de Vapeur

Le bâtiment des générateurs de vapeur est séparé en deux zones :

- une zone "Générateur de Vapeur" où sont implantés les circuits secondaires, les réservoirs de stockage de sodium secondaire (au sous-sol), les générateurs de vapeur et leurs auxiliaires,
- un hall destiné à la manutention des modules des Générateurs de Vapeur.

1.2.10.4. La salle des machines

La salle des machines est une installation classique abritant, lors de son exploitation, un groupe turbo-alternateur de 250 MWe et les équipements associés (condenseur, bâches à eau, motopompes alimentaires...). Le poste électrique contenant les transformateurs jouxte la salle des machines au Nord.

1.2.10.5. Les principaux autres bâtiments

Autour de cet ensemble de bâtiments, se trouvent les ouvrages décrits ci-après.

1.2.10.5.1. Le Bâtiment Contrôle - Bureaux

Le Bâtiment Contrôle - Bureaux abrite des transformateurs, les deux groupes électrogènes principaux, des batteries d'accumulateurs, les armoires électriques d'alimentation et de distribution moyenne et basse tension, les calculateurs et la salle de commande. Il abrite aussi les bureaux du personnel d'exploitation de la Centrale.

La salle de commande, située au deuxième étage de ce bâtiment, permet la surveillance de la Centrale et centralise les différentes alarmes. Elle est occupée en permanence par l'équipe de quart, chargée de la surveillance, des rondes et des premières interventions.

1.2.10.5.2. Bâtiment des annexes

Le bâtiment des annexes abrite principalement :

- des circuits auxiliaires, en particulier les trois réservoirs de stockage de sodium DS,
- des circuits de liquide organique (refroidissement d'auxiliaires sodium),
- les centrales de soufflage et d'extraction de la ventilation des bâtiments Réacteur et Manutentions,
- la station de production d'air comprimé,
- le circuit de refroidissement des auxiliaires nucléaires.

A l'extérieur de ce bâtiment, se trouvent les stations d'argon et d'azote qui peuvent y être rattachées fonctionnellement, ainsi que le bâtiment abritant un entreposage de pièges froids secondaires.

1.2.10.5.3. Autres bâtiments

Les autres bâtiments de l'installation sont :

- la station de pompage entièrement enterrée qui se prolonge par deux conduites dans le lit du Rhône. Un peu en aval se situe le déversoir de rejet au Rhône des eaux du condenseur,
- les bâtiments des groupes électrogènes, des pompes et des aérofrigorifères d'ultime secours installés de part et d'autre du bâtiment Réacteur,
- la cheminée, qui sert d'émissaire aux effluents gazeux de l'INB. Elle est implantée au Sud Ouest du site, à proximité du bâtiment des Manutentions Sud. Elle culmine à 70 m au dessus du niveau de référence Phénix (38,70 mNGF),
- le bâtiment Entretien regroupe des bureaux et des ateliers mécanique et électrique,
- les bâtiments à usage de bureau, magasinage et de bureaux à l'usage du personnel.
- Le château d'eau, qui est situé à l'extérieur du périmètre de l'INB, au Nord Ouest du site. Sa capacité totale de 1 000 m³ permet de pallier une éventuelle défaillance des pompes d'eau brute.

Les bâtiments principaux sont reliés aux bâtiments périphériques par un réseau de galeries techniques et de caniveaux enterrés à fleur de sol.

1.2.11. Description des alimentations électriques

1.2.11.1. Rôle et description de la distribution électrique

Les sources principales d'alimentation électrique de la Centrale sont :

- les sources externes 225 kV et 20 kV,
- les sources internes principales au moyen de groupes électrogènes principaux (D1, D2),
- les sources internes au moyen de groupes électrogènes d'ultime secours qualifiés au séisme (DE, DW),
- les sources internes à base de batteries.

La Centrale est reliée au réseau par l'intermédiaire d'une ligne 225 kV par laquelle s'effectue l'importation d'énergie. Lors du fonctionnement en puissance de la Centrale (hormis les phases de démarrage), cette ligne servait à l'exportation de l'énergie électrique produite.

Les installations électriques sont destinées à assurer l'alimentation des différents auxiliaires aussi appelés utilisateurs. Ces utilisateurs sont représentés par les catégories suivantes :

- auxiliaires de fonctionnement,
- auxiliaires généraux,
- auxiliaires secours,
- auxiliaires de sécurité.

Les jeux de barres électriques, sur lesquels les utilisateurs sont raccordés, sont libellés avec les exigences de réalimentation (auxiliaires de fonctionnement FA/FB, auxiliaire généraux GA/GB, auxiliaires secours ZA/ZB et auxiliaires de sécurité).

Les auxiliaires de fonctionnement, alimentés par FA/FB, participent au fonctionnement de la Centrale en conditions normales. Avant son arrêt définitif de production, ces auxiliaires étant concernés aussi bien en phase de production que lors des régimes d'arrêt normaux de la Centrale. De manière plus générale, ces auxiliaires peuvent être mis hors service pendant l'absence du 225 kV.

Les auxiliaires généraux, alimentés par GA/GB, participent également au fonctionnement de la Centrale en conditions normales. Avant son arrêt définitif de production, ces auxiliaires étant concernés aussi bien en phase de production que lors des régimes d'arrêt normaux de la Centrale.

Les auxiliaires secours, alimentés par ZA/ZB, sont les auxiliaires qui doivent être maintenus ou mis en service pour assurer la mise à l'arrêt de la Centrale sans dommages matériels.

Les auxiliaires Ultimes Secours, alimentés par DE/DW ou depuis D7/D8 sont les auxiliaires indépendants qui participent à la mise en repli sûr de l'installation en l'absence de sources normales ou secourues par les groupes électrogènes principaux.

Les auxiliaires de sécurité sont les auxiliaires qui participent à la mise en repli sûr de l'installation en l'absence de toutes sources de tension normales ou secourues. Ils sont alimentés par l'intermédiaire de batteries d'accumulation dédiées.

Les auxiliaires classés dans cette catégorie sont :

- la pompe de graissage de secours du Groupe Turbo Alternateur (GTA) (sans objet depuis l'arrêt définitif de production la Centrale),
- la pompe à huile de joints de secours du GTA (sans objet depuis l'arrêt définitif de production la Centrale),
- les moteurs auxiliaires d'entraînement des pompes primaires,
- les sources de contrôles (tension continue ou alternative).

Les réseaux de contrôle sont par conception (plusieurs jeux de barres, liaisons - bretelles, ...) et par dimensionnement, capables de se substituer manuellement ou en automatique (au cas par cas) à un ensemble défaillant de la même famille.

1.2.11.2. Présentation de l'architecture de distribution électrique

L'organisation du schéma unifilaire de distribution est conçue en fonction des différents régimes de fonctionnement pendant lesquels les auxiliaires de chaque catégorie doivent être alimentés.

En conditions normales, l'ensemble des auxiliaires est alimenté par le réseau 225 kV (alimentation électrique externe) au travers du transformateur principal et du transformateur de soutirage. En mode de repli, les deux autres alimentations disponibles issues des réseaux locaux de distribution 20 kV (autres alimentations électriques externes), de puissance limitée, assurent l'alimentation des auxiliaires secourus et d'une fraction des auxiliaires généraux.

Lorsque que le 225 kV et les 20 kV sont absents simultanément (défaillances, indisponibilités, ...), une autre voie d'alimentation disponible est constituée de deux groupes électrogènes principaux (D1/D2 - alimentation électrique conventionnelle secourue) – objet du chapitre 6.1.1.

Lorsque que le 225 kV, les 20 kV et les deux groupes électrogènes sont absents simultanément, une autre voie d'alimentation disponible est constituée de deux groupes électrogènes Ultime Secours (DE/DW - alimentation électrique secourue qualifiée au séisme) – objet du chapitre 6.1.

Lorsque que le 225 kV, les 20 kV, les deux groupes Diesel conventionnels et les deux groupes Ultimes Secours qualifiés sont absents simultanément, la voie d'alimentation disponible est constituée de batteries d'accumulateurs/redresseurs et/ou onduleurs – objet du chapitre 6.2 ou des groupes électrogènes D7/D8 dédiés respectivement aux circuits ultimes secours ouverts nord et sud.

Par ailleurs, afin de garantir le maintien de la fourniture en énergie électrique, il est également prévu le raccordement de groupes électrogènes mobiles du Centre ou autres.

1.2.11.3. Moyens de surveillance des alimentations électriques

1.2.11.3.1. Exploitation

L'exploitation (commande / surveillance) de la distribution électrique s'effectue depuis la salle de commande de la Centrale. Les organes de commande et de signalisation des principaux appareils composant la fourniture électrique sont accessibles. La mise en et hors service des principaux jeux de barres de la Centrale, selon les configurations possibles et autorisées, est commandée depuis la salle de commande. Un schéma synoptique, avec voyants lumineux, figure les principaux jeux de barre, signale leur état ainsi que l'état des appareils de coupure.

L'état des différents appareils, des valeurs de paramètre et des défauts sont reportés sur le Traitement Centralisé des Informations.

1.2.11.3.2. Programme de maintenance

Dans le cadre de la surveillance du bon fonctionnement ou de la disponibilité des fournitures d'électricité, des contrôles périodiques ou des gammes de maintenance sont réalisés (essais de manque de tension et de reprise par les sources disponibles, essais de démarrage et de bon fonctionnement des électrogènes, essai des redresseurs/onduleurs, contrôle de l'autonomie des batteries, vérification des seuils de basculement des relais de tension, essais de transfert des jeux de barres secourus, contrôle des temporisations des relayages...).

1.2.12. Risques spécifiques de l'installation

Outre les risques liés à la présence de matières radioactives, la Centrale Phénix présente des risques liés à la présence de sodium, qui peut réagir au contact de l'air ou de l'eau.

Sodium solide

Mis à l'air, le sodium solide s'oxyde en surface et ne conduit pas à court terme à un feu. A moyen terme la réaction avec l'humidité de l'air peut conduire à la formation de soude aqueuse qui peut réagir avec le sodium.

Le sodium solide réagit violemment avec l'eau et conduit à la formation de soude et d'hydrogène qui peut réagir avec l'air (inflammation ou explosion suivant la teneur en hydrogène).

Sodium liquide

La fuite de sodium liquide résultant de la perte d'étanchéité d'un équipement ou d'une tuyauterie peut conduire à :

- la réaction du sodium avec l'oxygène de l'air se traduisant par un feu de sodium,
- la réaction sodium-eau : réaction violente du sodium au contact de l'eau éventuellement présente dans le local avec formation d'hydrogène,
- dans le cas d'une fuite sur un sol en béton, le sodium peut réagir avec l'eau du béton.

Il en découle principalement :

- le risque d'échauffement des structures dans les locaux concernés par le feu, et éventuellement de surpression,
- le risque chimique et éventuellement radiologique par dispersion dans l'environnement.

Le sodium liquide est utilisé dans des circuits, équipements et réservoirs métalliques étanches. Lorsqu'il présente une surface libre, il est surmonté d'un gaz neutre (azote ou argon).

Soude aqueuse

La soude aqueuse est un produit corrosif qui peut corroder les aciers à certaines températures. La soude présente en outre des risques de toxicité, notamment en cas d'inhalation.

Hydrogène

De l'hydrogène est produit par la réaction sodium-eau.

Au contact de l'air, l'hydrogène peut s'enflammer ou exploser, ce qui peut constituer un mode d'agression d'un confinement. A pression atmosphérique, à 20°C, et pour un gaz sec :

- la zone d'inflammabilité de l'hydrogène dans l'air se situe pour un pourcentage d'hydrogène compris entre 4 % (Limite Inférieure d'Inflammabilité) et 74,5 % (Limite Supérieure d'Inflammabilité),
- la zone de détonabilité dans l'air se situe pour un pourcentage d'hydrogène compris entre 18 % et 59 %.

En présence d'azote, la Limite Inférieure d'Inflammabilité est de 5 % en cas de dilution de ce mélange avec l'air.

NaK (alliage de sodium et de potassium)

Le NaK a des propriétés et des risques semblables à ceux du sodium, mais il est liquide à température ambiante. Il est aussi à noter qu'en cas d'oxydation, le contact entre le NaK et ses oxydes peut conduire à une réaction violente.

1.2.13. Etat de la centrale au 30 juin 2011

L'état des principales parties de la Centrale au 30 juin 2011 est présenté ci-après.

1.2.13.1. Le bâtiment réacteur**1.2.13.1.1. État physique**

Les principaux équipements permettant la circulation et le maintien en température du sodium primaire dans la cuve principale (entre 150°C et 350°C), sa purification, les dispositifs de déchargement des éléments du cœur et de déchargement des composants amovibles sont opérationnels.

Les fonctions supports suivantes du bâtiment Réacteur sont en service :

- le circuit d'ultime secours permettant d'assurer la fonction de refroidissement de l'enceinte primaire et de la dalle du réacteur à l'arrêt,
- le circuit de ventilation qui collecte les rejets des circuits d'argon du ciel de pile, du circuit d'azote intercuve et du circuit d'azote des cellules sodium actif (comprenant des circuits auxiliaires primaires),
- la ventilation nucléaire du bâtiment qui permet d'assurer la fonction de collecte et de rejet à la cheminée.

L'antiréactivité du chargement actuel du cœur est nettement supérieure au minimum requis dans le référentiel de sûreté. Le référentiel de sûreté autorise également de lever les barres une à une, ce qui est fait régulièrement pour des raisons d'exploitation, mais ne représente pas un état fréquent. Avec une barre levée, dans la configuration actuelle, l'antiréactivité est encore très importante.

Avec le déchargement du cœur prévu en 2012, l'antiréactivité du chargement va encore augmenter assez rapidement, dès le retrait des premières couronnes d'assemblages.

1.2.13.1.2. Inventaire radiologique et sodium

L'inventaire radiologique est rassemblé dans quelques équipements du bâtiment réacteur :

- le bloc réacteur où se trouvent les principaux matériels et équipements activés ou contaminés (assemblages combustibles, structures internes et composants amovibles activés et contaminés, sodium primaire activé et contaminé),
- les circuits auxiliaires primaires et notamment le circuit de purification primaire et son piège froid.

Le cœur du réacteur est en place dans la cuve réacteur, en attente de son déchargement définitif. Au 30 juin 2011, l'inventaire radiologique du cœur se compose :

- d'assemblages fissiles standards irradiés. Les assemblages fissiles sont composés principalement d'oxyde d'uranium et de plutonium (UO₂-PuO₂),
- d'assemblages fertiles irradiés. Les assemblages fertiles sont composés d'oxyde d'uranium (UO₂) avec de l'uranium appauvri.

La puissance résiduelle totale des assemblages irradiés présents dans le cœur est de 55 kW environ, avec une valeur maximale de 500 W par assemblage.

La masse totale de sodium primaire est d'environ 860 tonnes, réparties dans les équipements suivants :

- la cuve du réacteur,
- les réservoirs de stockage primaires,
- le circuit auxiliaire primaire et le piège froid primaire.

Le terme source du sodium primaire (valeurs au 1^{er} janvier 2010) est le suivant :

Radionucléide	Activité (Bq/g de Na)
²² Na	8500
¹³⁷ Cs	2000
³ H	6000
⁵⁴ Mn	170
⁶⁰ Co	3
⁵⁵ Fe	60
⁶³ Ni	20

Pour l'ensemble du sodium primaire (hors piège froid) cela correspond à une activité de l'ordre de 15 TBq.

Un seul piège froid a été mis en service depuis le début du fonctionnement en puissance du réacteur. Il a accumulé les oxydes et l'hydru de sodium, mais aussi la contamination issue des produits d'activation et des produits libérés par les quelques ruptures de gaines.

Le terme source du piège froid primaire de Phénix en service (valeurs au 1^{er} janvier 2010) est le suivant :

Radionucléide	Activité (TBq)
¹³⁷ Cs	18,8
⁵⁴ Mn	0,007
³ H	665

Environ 1,2 tonne de NaK (alliage de sodium et potassium) est également présente, répartie principalement dans la double enveloppe du piège froid primaire, une soupape et le barboteur du circuit argon primaire et les "visus".

1.2.13.2. Le bâtiment des manutentions

1.2.13.2.1. État physique

Au 30 juin 2011, une partie des équipements permettant le déchargement du cœur fait l'objet de travaux de remplacement et d'amélioration. Il s'agit en particulier de l'unité de levage principale et du télémanipulateur lourd de la Cellule des Eléments Irradiés. La remise en exploitation de ces équipements, prévue courant 2012, permettra de débiter le déchargement définitif des éléments du cœur.

De même, les puits de lavage des gros composants font l'objet de travaux de rénovation. Il est prévu qu'ils soient à nouveau opérationnels en 2012.

1.2.13.2.2. Inventaire radiologique et sodium

Les principaux matériels et équipements activés et contaminés sont les assemblages fissiles et fertiles contenus dans le barillet et les cellules, et les composants amovibles du réacteur qui transitent par ce bâtiment pour lavage et évacuation.

Le barillet de stockage contient 53 assemblages fissiles et 54 fertiles, irradiés.

La puissance résiduelle totale des assemblages irradiés présents dans le barillet est de 11,5 kW environ, avec une valeur maximale inférieure à 500 W par assemblage.

La Cellule des Eléments Irradiés et la Cellule Annexe sont contaminées par les copeaux et poussières métalliques générées par les opérations de découpe des structures (séparation des aiguilles combustibles et des structures métalliques). Au 30 juin 2011, la CEI ne comporte qu'une aiguille irradiée, et la CA en contient environ 50, soit l'équivalent d'un quart d'assemblage fissile.

En complément, la fosse des assemblages neufs contient une trentaine d'assemblages combustibles neufs ainsi que 2,5 litres de solution de nitrate d'uranyle.

L'installation de neutronographie contient une vingtaine de litres de solution de nitrate d'uranyle. L'uranium de cette solution est fortement enrichi en uranium 235.

Le sodium du barillet de stockage contient en faible proportion du sodium primaire du fait des mouvements des pots de sodium lors des opérations de chargement/déchargement des éléments du cœur. L'activité des 180 tonnes de sodium du barillet (valeurs au 1^{er} janvier 2010) est la suivante :

Radionucléide	Activité (Bq/g de Na)
²² Na	1190
¹³⁷ Cs	280
³ H	840
⁵⁴ Mn	24
⁶⁰ Co	0,4
⁵⁵ Fe	8
⁶³ Ni	3

Le terme source du piège froid du barillet est le suivant :

Radionucléide	Activité (Bq/g de Na)
²² Na	167
¹³⁷ Cs	40
³ H	118
⁵⁴ Mn	4
⁶⁰ Co	0,1
⁵⁵ Fe	1
⁶³ Ni	0,5

1.2.13.3. Le bâtiment des générateurs de vapeur

1.2.13.3.1. État physique

Les circuits secondaires sont à l'arrêt, vidangés du sodium secondaire. Le sodium secondaire est entreposé dans les trois réservoirs de stockage dont deux sont maintenus liquides par circulation sur un réchauffeur externe. Le troisième réservoir est gelé.

Au 30/06/2011, le sodium secondaire représente environ 440 tonnes, réparties principalement dans les trois réservoirs de stockage, et dans une moindre mesure dans les équipements suivants :

- les réservoirs annexes de dépotage de sodium neuf (réservoirs DS),
- les pièges froids secondaires entreposés et en service.

Les générateurs de vapeurs sont définitivement à l'arrêt et vides d'eau.

Il est en outre prévu de geler prochainement le sodium des deux réservoirs en service, pour réduire les risques associés, en attente des opérations de traitement de ce sodium lors du démantèlement de la Centrale.

1.2.13.3.2. Inventaire radiologique et sodium

Le seul radionucléide présent dans le sodium secondaire est le tritium. L'activité tritium du sodium secondaire est estimée à 300 Bq/g.

Les pièges froids encore en place (ceux des circuits secondaires n°1 et 3) ont chacun une activité tritium estimée à 76 TBq, pour environ 4 tonnes de sodium.

La masse totale de sodium des circuits secondaires contenue dans le bâtiment des Générateurs de Vapeur (environ 370 tonnes) se trouve vidangée dans les réservoirs de stockage.

1.2.13.4. Le bâtiment IPE

Le bâtiment IPE (ou salle des machines) se trouve dans l'état suivant :

- les produits toxiques chimiques ont été évacués,
- tous les moyens de maintenance existants sont opérationnels et accessibles.

1.2.13.5. Le bâtiment des Annexes

Le bâtiment des annexes contient une trentaine de tonnes de sodium secondaire gelé dans les réservoirs de stockage du sodium neuf (réservoirs DS).

Le bâtiment 7404 abrite 7 pièges froids secondaires gelés contenant chacun 3,9 tonnes de sodium. Par leur fonction de piégeage des impuretés, les pièges froids ont accumulé du tritium (activité estimée de l'ordre de 76 TBq par piège).

1.2.13.6. Le Bâtiment Contrôle Bureaux

Le Bâtiment Contrôle Bureaux n'abrite pas de matière radioactive ou chimique.

2. IDENTIFICATION DES RISQUES D'EFFET FALAISE ET DES STRUCTURES ET EQUIPEMENTS ESSENTIELS

La conception et le dimensionnement des installations nucléaires reposent sur la mise en œuvre de barrières successives et du concept de défense en profondeur. Le CEA a mis en place une démarche de sûreté intégrant ces éléments sur l'ensemble de ses installations nucléaires de base.

Cette démarche conduit ainsi à définir des conditions de fonctionnement accidentelles pour lesquelles des dispositions de conception sont mises en place sur les installations. Les agressions internes et externes sont également prises en compte.

Le concept de défense en profondeur est en effet une méthode de raisonnement qui consiste, malgré les mesures prises pour prévenir les dysfonctionnements, les incidents et les accidents, à postuler qu'ils se produisent et à étudier et mettre en œuvre les moyens de les détecter, d'y faire face et d'en limiter les conséquences.

Ce concept est décliné en 4 niveaux de défense successifs :

- premier niveau : prévention des anomalies et des défaillances (qualité de réalisation,...),
- deuxième niveau : surveillance et maintien de l'installation dans le domaine autorisé,
- troisième niveau : limitation des conséquences des conditions de fonctionnement accidentelles avec la mise en œuvre sur l'installation de dispositifs de sauvegarde ou de sécurité,
- quatrième niveau : gestion des séquences accidentelles et dispositions prévues par le Plan d'Urgence Interne (PUI) du site.

On peut répartir dans ces niveaux les lignes de défense successives mises en place pour se prémunir de la défaillance des dispositions techniques, humaines ou organisationnelles prévues pour assurer la sûreté de l'installation, ainsi que celles mises en place pour détecter et limiter les conséquences de ces défaillances.

Les conditions de fonctionnement accidentelles étudiées dans le référentiel de sûreté sont définies par un événement initiateur. Les études associées sont menées avec des hypothèses conservatives. Ce conservatisme couvre à la fois les hypothèses liées à l'état initial de l'installation ainsi que les règles d'études du scénario accidentel résultant de l'événement initiateur considéré.

Au titre du 4^{ème} niveau de la défense en profondeur, l'analyse de ces conditions de fonctionnement accidentelles est complétée par l'examen de séquences accidentelles plus complexes, les situations de limitation du risque, qui permettent de couvrir des cumuls de défaillances d'équipements, en particulier la perte de systèmes redondants. Ces séquences sont examinées afin de vérifier la robustesse de la démonstration de la sûreté et ont déjà pu conduire à la mise en place de dispositions spécifiques pour y faire face.

Dans ce cadre, des procédures spécifiques, dites procédures H (pour Hypothétique), mettant éventuellement en œuvre des matériels complémentaires, sont définies. Ces procédures ont pour objet de limiter les conséquences des conditions complémentaires envisagées au niveau de celles des conditions de fonctionnement les plus sévères.

Des procédures H sont également créées de façon à couvrir des scénarios d'accident sans fusion du combustible, qui seraient mal couverts par les procédures existantes.

L'accident de Three Mile Island en 1979 a montré, entre autres enseignements intéressant la démarche et les études de sûreté, les difficultés de récupération d'une situation accidentelle, dès lors que l'opérateur se trouve hors des procédures événementielles bien définies. L'origine d'une telle situation peut être :

- soit une erreur de diagnostic,
- soit une évolution de l'état de l'installation au delà des conditions de fonctionnement identifiées dans le dimensionnement.

Pour faire face à de telles situations, des procédures complémentaires, appelées procédures U (pour Ultime), doivent, le cas échéant, être mises en place. Ces procédures ont pour objectif de couvrir des dégradations ultimes des fonctions de sûreté, en particulier les fonctions d'arrêt du réacteur et de confinement des matières radioactives, sans faire référence à un événement initiateur particulier au contraire des procédures H toujours séquentielles.

Si nécessaire, des moyens simples supplémentaires peuvent être définis pour limiter les conséquences de ces situations, avec l'objectif final de minimiser les conséquences sur le public et l'environnement.

Les procédures U sont des procédures réflexes dans les cas où une intervention rapide est requise. Dans le cas contraire où le délai d'intervention requis est relativement long (quelques jours), l'organisation mise en place

dans le cadre des plans d'urgence analyse les avantages et les inconvénients des actions proposées, en fonction de l'état de l'installation ; il est nécessaire dans ce cas de disposer d'un maximum de moyens à utiliser, après réflexion, en cas de besoin.

La demande de cette prise en considération de conditions non considérées comme plausibles a été formulée par les organismes de sûreté français en particulier lors de l'examen des grandes options de sûreté des tranches de 1 400 MW.

Pour la Centrale Phénix, les situations H et U suivantes ont été étudiées :

- situation H1 : Perte totale de l'eau brute,
- situation H2 : Perte des circuits d'ultime secours,
- situation H3 : Perte des sources électriques externes et des 2 diesels principaux (MDTG),
- situation H4 : Perte simultanée de la production d'azote et d'argon,
- situation H5 : Perte du circuit de refroidissement du barillet,
- situation H6 : Réaction sodium-eau en milieu ouvert,
- situation H8 : Défaillance des automatismes d'arrêt d'urgence,

- situation U1 : Fusion d'un nombre limité d'assemblages,
- situation U3 : Fuite de la cuve principale et de la cuve double enveloppe,
- situation U4 : Chute d'une hotte sur la dalle,
- situation U5 : Fuite de la cuve du barillet.

Compte tenu que le réacteur est définitivement à l'arrêt (5 barres au moins insérées dans le cœur), que les Générateurs de Vapeur sont asséchés, et que les boucles secondaires sont définitivement vidangées, ces situations complémentaires sont en cours de mise à jour. En effet, certaines d'entre elles sont devenues sans objet, doivent être adaptées, et/ou ne justifient plus un classement "H" ou "U".

L'ensemble de ces dispositions sont complétées par les dispositions prévues par le plan d'urgence interne du centre (PUI) pour gérer les situations de crise.

L'élaboration du plan d'urgence interne repose sur l'identification de types d'accidents susceptibles de conduire à des rejets de matières dangereuses en quantités telles que des mesures de protection s'avèreraient nécessaires. Le PUI a pour objet de prendre en compte des accidents plus graves que ceux considérés dans le dimensionnement des installations. Ils sont déterminés, par exemple, en ajoutant un aggravant aux conditions de fonctionnement accidentelles étudiées dans le rapport de sûreté.

Ces accidents conduisent à la mise en œuvre de l'organisation des secours de façon à limiter les conséquences possibles de l'accident sur les personnes et les biens par des dispositions particulières.

Le CEA a mis en place une organisation de crise pour faire face à ce type de situations accidentelles. Cette organisation est testée périodiquement au cours d'exercices.

Pour les installations le nécessitant, il existe un cinquième niveau de la défense en profondeur qui comprend les mesures de protection des populations prises par les pouvoirs publics, dans le cadre des plans particuliers d'intervention (PPI).

Les évaluations prescrites dans la décision ASN suite à l'accident de Fukushima sont qualifiées de complémentaires car elles viennent en complément des analyses déjà réalisées. Ces évaluations complémentaires font abstraction de la démarche de sûreté mise en place pour la conception et le dimensionnement des installations.

Les évaluations complémentaires demandées exigent de considérer, dans des situations extrêmes, la défaillance cumulée d'un certain nombre d'équipements, même ceux mis place sur l'installation pour faire face à l'événement. L'objectif assigné est d'identifier un éventuel effet falaise et d'évaluer les marges par rapport à cet éventuel effet falaise, sans limitation a priori sur la caractérisation de l'événement ou de l'aléa.

Cette demande de l'ASN conduit donc à faire abstraction, dans les évaluations complémentaires, d'un certain nombre de dispositions conçues et dimensionnées pour empêcher la survenue de certaines situations. L'objectif n'est pas d'examiner de nouvelles situations, il s'agit d'évaluer les marges à disposition au regard d'éventuels risques d'effet falaise.

Un effet falaise se comprend comme une forte discontinuité dans le comportement de l'installation conduisant à une aggravation notable de la situation, notamment en termes de quantités de produits radioactifs ou dangereux mobilisées.

Les risques d'apparition d'effets falaise, identifiés ci-après, nécessitent simultanément les conditions suivantes :

- ils se produisent lors des situations examinées dans ce document, à savoir lors d'un séisme ou d'une inondation au-delà de ceux pris en compte pour le dimensionnement de l'installation, ou lors de pertes postulées d'alimentation électrique et/ou de source froide,
- ils conduisent à des conséquences sur l'environnement significativement supérieures à celles des événements considérés dans le référentiel de sûreté actuel de l'installation, y compris le PUI.

Concrètement, il s'agit d'identifier les risques d'effet falaise qui dans le cadre d'une part des aléas considérés et d'autre part des pertes postulées (pertes alimentations électriques, perte de la source froide et cumul de ces deux pertes) pourraient intervenir par rapport :

- à une perte de la fonction de refroidissement,
- à une perte du confinement de produits radioactifs ou dangereux,
- à une perte des moyens de maîtrise des risques d'explosion, notamment le risque d'explosion d'hydrogène,
- à une perte des moyens de prévention des risques de criticité,
- à une perte des moyens de lutte contre l'incendie.

Considérant l'analyse de sûreté présentée dans les rapports de sûreté, on identifie :

- les produits radioactifs ou dangereux susceptibles d'être mobilisés et pouvant conduire à un risque d'effet falaise,
- les événements mettant en jeu ces produits,
- l'état sûr visé et les équipements nécessaires pour y parvenir et pour le maintenir.

Cet examen permet d'identifier les dispositions préventives et les équipements essentiels existants face à ces effets falaise.

2.1. RISQUES D'EFFET FALAISE

Les principaux risques présents sur la Centrale Phénix sont les risques d'origine nucléaires liés à la présence de matières radioactives ainsi que le risque chimique lié à la présence d'importantes quantités de sodium.

On identifie ci-dessous les produits radioactifs ou dangereux pouvant être mobilisés en situation accidentelle, les lignes de défense successives interposées entre les matières et l'environnement, ainsi que le risque d'effet falaise associé à la perte d'une ou de plusieurs lignes de défense.

2.1.1. Matières radioactives ou dangereuses susceptibles d'être mobilisées

L'inventaire radiologique et chimique présenté ci-après correspond aux termes sources importants qui pourraient être mobilisés en cas d'accident dans l'installation.

2.1.1.1. Matière fissile et fertile

La matière fissile et fertile considérée mobilisable est celle qui peut se trouver dans :

- le cœur du réacteur, situé dans la cuve réacteur (assemblages irradiés),
- le barillet de stockage (assemblages irradiés),
- la salle des éléments neufs (assemblages neufs),
- la Cellule des Eléments Irradiés et la Cellule Annexe (assemblages irradiés),
- l'installation de neutronographie (réacteur ou réservoir de stockage).

2.1.1.2. Sodium

Le sodium constitue le principal risque d'origine chimique présent sur l'installation. Dans la mesure où une partie du sodium est contaminé, le sodium peut également être vecteur de dissémination de matières radioactives.

L'inventaire des masses de sodium mobilisables dans l'installation est le suivant :

- les 860 tonnes de sodium primaire,
- les 180 tonnes de sodium du barillet et de ses circuits auxiliaires,
- les 440 tonnes de sodium secondaire.

Cet inventaire comprend les objets sodés de la Centrale Phénix suivants :

- le piège froid primaire en service contenant environ 4 t de sodium,
- le piège froid du barillet contenant environ 1,5 t de sodium,
- les deux pièges froids secondaires en service contenant environ 8 t au total,
- les sept pièges froids secondaires entreposés contenant chacun environ 4 t de sodium.

L'inventaire sodium susceptible d'être la source d'un rejet radiologique significatif en cas d'accident est limité au sodium primaire du réacteur, au sodium du barillet, et aux pièges froids (principalement le piège froid primaire, dont l'activité en césium est significative).

2.1.2. Etat sûr de l'installation

Compte-tenu du fait que le réacteur est aujourd'hui définitivement arrêté, l'installation peut être globalement considérée comme étant dans un état sûr. On décrit ci-dessous l'état sûr de l'installation au regard des fonctions fondamentales de sûreté conformément au référentiel de sûreté actuel.

2.1.2.1. Confinement des matières radioactives et dangereuses

Le confinement des matières radioactives et dangereuses se traduit principalement par le maintien :

- de l'intégrité des gaines des éléments du cœur,
- de l'intégrité des circuits et équipements assurant le confinement des matières nucléaires et du sodium,
- de l'intégrité des structures de génie civil assurant un rôle de confinement statique, en général complété par un confinement dynamique dont le fonctionnement peut en général subir des interruptions, sans que la fonction de sûreté ne soit immédiatement remise en cause.

Le référentiel de sûreté actuel requiert également le maintien du sodium à l'état liquide dans la cuve du réacteur et le barillet de stockage.

Une analyse qualitative tend toutefois à démontrer que le gel du sodium en cuve réacteur et en cuve barillet aurait des conséquences limitées sur les structures et ne conduirait pas à un endommagement significatif de ces structures, en particulier les structures de supportage du cœur et l'enveloppe du sodium primaire, ni à une agression de la première barrière (gaine des éléments combustibles).

2.1.2.2. Maîtrise de la réactivité

Les conditions de fonctionnement normales de l'installation ne justifient plus les fonctions d'arrêt manuel ou automatique du réacteur : en maintenant a minima 5 barres de commande en position basse, on se trouve dans une situation d'arrêt déjà effectué. La fonction de maîtrise de la réactivité du cœur est assurée par le maintien en position des éléments absorbants.

A cette exigence, s'ajoute celle du maintien de l'état sous-critique des différents postes où est entreposée de la matière nucléaire et notamment :

- les cellules chaudes : Cellule des Eléments Irradiés et Cellule Annexe,
- la fosse de stockage des éléments neufs,
- le barillet de stockage,
- l'installation de neutronographie en dehors de ses phases de fonctionnement ainsi que le circuit de stockage de la solution fissile du réacteur.

2.1.2.3. Evacuation de la puissance résiduelle

2.1.2.3.1. Assemblages combustibles irradiés

Compte-tenu du niveau de puissance résiduel réduit des éléments du cœur (de l'ordre de 55 kW pour l'ensemble du cœur en réacteur au 30 juin 2011), les fuites thermiques des structures du bloc réacteur permettent à elles-seules d'évacuer la puissance résiduelle. De plus, les avis d'experts conduisent à

estimer que le niveau de puissance résiduelle actuel autoriserait le maintien du cœur en gaz (en cas de dénoyage total des éléments du cœur) sans qu'une dégradation des éléments du cœur ne soit attendue. En particulier, il n'est pas attendu de fusion des éléments du cœur ni de ruptures de gaines en nombre significatif.

De même, la puissance résiduelle totale des éléments contenus dans le barillet de stockage (de l'ordre de 11,5 kW au 30 juin 2011) est suffisamment réduite pour que les fuites thermiques soient supérieures à la puissance résiduelle.

Enfin, au niveau des assemblages en cellule, leur puissance réduite (maximum de l'ordre de 500 W par assemblage au 30 juin 2011) ne pose pas de problème d'échauffement : l'assemblage le plus chaud dans un puits ventilé de la CEI pourrait tolérer un arrêt de ventilation sans limite de durée, sans qu'une dégradation des gaines ne se produise.

2.1.2.3.2. Structures du bloc réacteur

Les pertes thermiques du bloc réacteur sont pour l'essentiel évacuées par convection et rayonnement, de la cuve principale vers la cuve d'enceinte primaire qui est elle-même maintenue à 30°C environ par une circulation d'eau traitée (serpentins soudés sur la face externe de la cuve d'enceinte primaire). Cette circulation d'eau refroidit également la dalle du réacteur.

Le béton de l'anneau chaud supportant l'ensemble du bloc réacteur est ainsi à une température voisine de la température ambiante en situation normale.

En fonctionnement accidentel, le référentiel de sûreté demande le respect des températures maximum suivantes :

- virole et fond de la cuve d'enceinte primaire : pas d'ébullition dans le circuit US soit environ $T_{\text{moyenne US}} \leq 115^{\circ}\text{C}$,
- béton de structure : $T_{\text{moyenne}} \leq 100^{\circ}\text{C}$; $T_{\text{max locale}} \leq 120^{\circ}\text{C}$
- semelle inférieure de la dalle : $T_{\text{moyenne}} \leq 70^{\circ}\text{C}$; $T_{\text{max locale}} \leq 130^{\circ}\text{C}$.

Cependant, des analyses préliminaires tendent à démontrer qu'en l'absence de refroidissement, la température atteinte dans ces structures ne remettrait pas en cause leur intégrité. En effet, les études existantes indiquent :

- qu'à 110°C, la réduction des caractéristiques mécaniques du béton sont négligeables,
- qu'une température de l'ordre de 175°C sur le béton du puits de cuve n'occasionnerait pas de dégradation des structures,
- que pour une température sodium de l'ordre de 180°C, la température du béton n'excède pas 120°C.

Par ailleurs, dans le cadre de l'évaluation complémentaire de sûreté, une expertise a conclu que pour une température initiale de sodium de 350°C (température maximale aujourd'hui envisagée) et compte-tenu de la puissance résiduelle du cœur au 30/06/2011 (avec arrêt des moyens de chauffage du sodium) :

- la température maximale atteinte sur le béton de l'anneau chaud serait d'environ de 140°C,
- la température maximale de la dalle pourrait atteindre environ 200°C après plus d'un mois, température pour laquelle il n'est pas attendu de dommage significatif sur la dalle (structure mécano-soudée remplie de béton).

2.1.3. Identification des risques d'effet falaise

La recherche des situations et des équipements spécifiquement retenus pour la présente analyse est réalisée via :

- le "balayage" par type de risque de l'installation en recherchant les équipements et les termes source susceptibles d'être impactés ou mobilisés,
- l'examen des accidents PUI et des situations complémentaires H et U, en pénalisant les hypothèses considérées dans le cadre des aléas examinés, de façon à rechercher les "effets falaise".

La recherche des risques d'effets falaise est conduite en intégrant les effets potentiels des aléas à examiner dans le cadre du cahier des charges pour l'évaluation complémentaire de sûreté prescrite par l'ASN. Ces aléas sont le séisme, l'inondation (ainsi que l'inondation induite par un séisme), les phénomènes naturels extrêmes en lien avec l'inondation, ainsi que les pertes d'alimentation électriques et/ou de source froide.

Les risques liés à des rejets importants dans les sols et les risques de contamination significative de la nappe phréatique sont également considérés.

2.1.3.1. Accidents liés au risque sodium

Les situations de feux de sodium ont été prises en compte à la conception de la Centrale afin d'en limiter la probabilité d'occurrence et les conséquences. Ces dispositions constructives ont été complétées au cours de l'exploitation en fonction des connaissances et de l'expérience acquises.

Certains locaux ne comportent plus de circuit sodium depuis la vidange définitive des circuits de sodium principaux. Dans d'autres locaux en revanche, des circuits sodium sont maintenus en service, ou seront mis en service lors du traitement du sodium au cours du démantèlement de la Centrale. Dans ces locaux, des dispositions constructives sont prises pour limiter la probabilité d'occurrence et les conséquences des feux de sodium.

Les circuits et équipements sodium sont équipés de systèmes de détection de fuite et les locaux sont équipés de systèmes de détection de fumées ou d'aérosols de sodium, permettant de détecter rapidement toute fuite de sodium. En outre, la faible vitesse de développement des fuites, permettent de limiter les quantités de sodium fuyard. En cas de fuite importante, les structures et les équipements importants pour la sûreté sont dimensionnés pour résister aux conséquences thermiques et mécaniques d'un feu de sodium. Certains locaux sont par ailleurs inertés afin d'éviter tout risque de feu de sodium en cas de fuite. Ces mesures ont permis de garantir que les conséquences d'un grand feu de sodium soient très limitées, en particulier le cœur et les systèmes de sûreté ne seraient pas affectés par le feu.

Les analyses de sûreté actuelles relatives au risque sodium démontrent :

- l'adéquation des dispositions de conception en termes de prévention des fuites et feux de sodium :
 - compatibilité des matériaux,
 - inertage des locaux,
 - équipements sous double-enveloppe,...
- l'adéquation et l'efficacité des moyens de surveillance et de détection des fuites et des feux de sodium avec notamment :
 - des cordons ou bougies de détection au voisinage des circuits se mettant en court-circuit lors d'une fuite de sodium,
 - des détecteurs de fumée ou d'aérosols,
 - des caméras permettant la surveillance constante des bâtiments du Réacteur et des Générateurs de Vapeur,
- la robustesse des moyens de limitation des conséquences d'une fuite et d'un feu de sodium avec notamment la mise en œuvre suivant les cas :
 - de cloisonnement de certains locaux,
 - de moyens de récupération de fuite,
 - de goulottage des lignes de sodium,
 - de bac étouffoirs,

- de moyens d'extinction à l'aide de poudre extinctrice spéciale (MARCALINA),
- de moyens de limitation de la surpression engendrée par le feu dans les locaux via des clapets de surpression.

2.1.3.1.1. Feu de sodium dans le bâtiment Réacteur

Equipements en sodium primaire

Dans le bâtiment réacteur, le sodium primaire est presque intégralement confiné dans la cuve principale sous couverture d'argon maintenue en légère surpression.

Le circuit de Localisation des Ruptures de Gaine qui nécessite une circulation de sodium dans des détecteurs implantés sur la dalle, a été placé sous double enveloppe afin de limiter les conséquences d'une fuite éventuelle. De plus, ce circuit n'a plus d'utilité depuis l'arrêt du fonctionnement en puissance du réacteur. Quoi qu'il en soit :

- le débit de fuite associé à une telle situation (de l'ordre de 1 kg/s) ne serait pas à même de remettre en cause le niveau de conséquences chimiques présentées dans le cadre du PUI,
- les conséquences radiologiques seraient très inférieures à celles présentées dans le cadre du PUI. Le terme mobilisé serait en effet une faible fraction du terme source du sodium primaire.

Enfin, les parties des circuits auxiliaires primaires dans lesquelles circule du sodium en permanence, sont implantées dans des cellules en atmosphère inertée à l'azote permettant de se prémunir du risque de feu de sodium en cas de fuite. La vidange du circuit de purification du sodium primaire est cependant réalisée par l'ouverture de deux vannes en série installées dans un local en air. Le réservoir de stockage est également situé dans un local en air.

Tous ces circuits sont munis de cordons de détection de fuite et des détecteurs d'incendie sont disposés dans les locaux. Quoi qu'il en soit :

- le débit de fuite associé à une telle situation serait limité, de l'ordre de 15 kg/s, compte-tenu des caractéristiques de la pompe,
- les conséquences radiologiques seraient très inférieures à celles présentées dans le cadre du PUI. L'activité mobilisée serait en effet une fraction du terme source du sodium primaire.

En revanche, le piège froid primaire actuellement en service contient un terme source césium important dont le relâchement intégral dans l'environnement conduirait à un impact significatif sur les populations.

Compte-tenu de ces éléments, seule la situation d'un feu de sodium affectant le piège froid primaire en service est retenue au titre des situations pouvant conduire à un effet falaise.

Cuve du réacteur

Fuite de cuves

Pour ce qui est de la cuve du réacteur elle-même, une fuite sur la cuve principale aurait des conséquences limitées du fait de la présence d'une cuve double enveloppe à même de recueillir le sodium fuyard.

La situation aggravée de fuite de la cuve principale et de sa double enveloppe est traitée dans le cadre de la procédure complémentaire U3. La détection de la fuite de la cuve principale se fait par les bougies situées au fond de la double enveloppe. La fuite de la cuve double enveloppe peut, elle, être mise en évidence de plusieurs manières :

- une température anormale du fond de la Cuve d'Enceinte Primaire (CEP), supérieure à la température maximale du circuit US assurant le refroidissement de cette cuve,
- une détection visuelle par la surveillance télévisuelle dans la CEP,
- une variation anormale de niveau sodium.

Le réacteur étant définitivement à l'arrêt avec une puissance résiduelle faible (de l'ordre de 55 kW au 30/06/2011), l'évacuation de la puissance résiduelle n'a plus à être assurée par les circuits secondaires qui sont par ailleurs vidangés.

En cas de fuite des deux cuves, le niveau du sodium monte dans la cuve d'enceinte primaire et dans la cuve double enveloppe. La puissance reçue par la cuve d'enceinte primaire augmente mais les réseaux de refroidissement de la cuve d'enceinte primaire et de la dalle restent opérationnels et assurent la permanence du refroidissement des structures du bloc réacteur et notamment du béton du puits de cuve. Si toutefois l'eau contenue dans les réseaux de refroidissement de la CEP venait à passer en ébullition (pour une température de l'ordre de 120°C compte-tenu de la pression hydrostatique dans le circuit), les analyses préliminaires effectuées dans le cadre de l'évaluation complémentaire de la sûreté montrent que les

niveaux de température atteints sur les structures dans les conditions les plus pénalisantes ne remettraient pas en cause leur intégrité.

Compte tenu du niveau modéré des températures sodium, il n'est pas attendu de ruptures de gaines au cours de l'accident. Par ailleurs, le niveau de sodium dans la cuve principale resterait supérieur au niveau des têtes d'assemblages. L'accident n'entraîne donc pas de rejet significatif dans l'environnement.

Bien que la tenue de la Cuve d'Enceinte Primaire soit assurée avec une marge très significative en situation de fuite de la cuve principale et de la cuve double enveloppe, cette situation pourrait être aggravée par une défaillance de la Cuve d'Enceinte Primaire, situation non considérée dans le dimensionnement de l'installation ou au titre des accidents PUI.

Cette situation de cumul de la fuite de la cuve principale, de la cuve double enveloppe et de la Cuve d'Enceinte Primaire pourrait conduire :

- à une réaction sodium-eau significative avec production d'hydrogène dans l'hypothèse où la fuite de sodium serait de plus accompagnée d'une fuite sur un ou plusieurs serpentins en eau du circuit d'Ultime Secours,
- à un échauffement des parois béton du puits de cuve,
- à un dégagement d'hydrogène lié à la réaction sodium-béton,
- à un dénoyage important voire total des éléments du cœur.

Les barres absorbantes étant actuellement totalement insérées dans le cœur, le cœur est largement sous-critique. Compte-tenu de l'effet en réactivité d'une vidange totale du cœur, celle-ci serait sans conséquence notable sur la réactivité (cf. §2.1.3.2.1).

Compte-tenu de la puissance résiduelle actuelle très réduite, le dénoyage complet du cœur ne peut conduire à la fusion des éléments combustibles. Des ruptures de gaine pourraient cependant apparaître, si un feu de sodium apporte un supplément de chaleur.

En l'absence de réaction sodium-eau significative, un éventuel feu de sodium serait cependant limité par la baisse de la concentration en oxygène, compte-tenu du volume confiné du puits de cuve.

Compte-tenu de ces éléments et en particulier d'un nombre potentiel de rupture de gaine significatif associé à un feu de sodium primaire et une réaction sodium-eau, cette situation est retenue comme pouvant conduire à un effet falaise en termes de conséquences radiologiques et chimiques.

Equipements en sodium secondaire

Comme présenté au paragraphe 1.2.13, les circuits secondaires principaux de la Centrale sont aujourd'hui définitivement vidangés. Ainsi, les tuyauteries principales de sodium secondaire présentes dans le bâtiment Réacteur ne peuvent plus être à l'origine d'une fuite de sodium.

Les seules quantités de sodium secondaire dans le bâtiment réacteur sont celles présentes dans les Echangeurs Intermédiaires (EI), dont la vidange est prévue d'ici quelques mois à la date de rédaction de ce document. En outre, les EI étant immergés dans la cuve principale, ils ne peuvent être à l'origine d'un risque complémentaire de feu de sodium. De plus, les têtes des échangeurs intermédiaires sont confinées dans un casing calorifugé et logées dans un bac de récupération des fuites dirigées vers les goulottes.

Compte-tenu de ces éléments, il n'est pas retenu de feu de sodium secondaire dans le bâtiment Réacteur au titre des situations pouvant conduire à un effet falaise.

2.1.3.1.2. Feu de sodium dans le bâtiment des Générateurs de Vapeur

Depuis la vidange définitive des circuits principaux de sodium secondaire, la quasi-totalité du sodium secondaire est stockée dans les trois réservoirs de stockage secondaire d'un volume utile unitaire de l'ordre de 136 m³ associés à leurs circuits auxiliaires, situés dans le sous-sol du bâtiment des Générateurs de Vapeur.

Ainsi, le seul cas envisageable de feu de sodium dans le bâtiment des Générateurs de Vapeur résulterait d'une agression ou d'une défaillance d'un ou plusieurs réservoirs de stockage ou des circuits auxiliaires associés tant que ceux-ci sont maintenus liquides.

Afin de limiter les conséquences d'un éventuel feu de sodium, les dispositions présentées ci-dessous ont été prévues et mises en œuvre :

- chacun des locaux sont cloisonnés et dimensionnés pour résister aux chargements dus au feu de sodium cumulés à un séisme. Les liaisons vers l'extérieur se font par des exutoires débouchant en façades Est ou Ouest du bâtiment. L'aspiration de la ventilation de chaque zone sodium a été séparée entre la zone sodium du Générateur de Vapeur 1 et la zone sodium du Générateur de Vapeur 3 jusqu'à la prise d'air,
- présence d'un système de collecte et d'orientation du sodium fuyard vers les bacs étouffoirs situés en partie basse de chaque local,
- arrêt automatique de la ventilation du bâtiment des Générateurs de Vapeur en cas de détection de feu de sodium,
- dispositif empêchant le siphonage du réservoir de stockage en cas de fuite sur le circuit de purification (dépressurisation rapide du réservoir de stockage).

Initialement, l'analyse développée dans le référentiel, consistait à étudier la situation d'un grand feu de sodium dans le bâtiment des Générateurs de Vapeur avec l'hypothèse d'une combustion en nappe.

Cependant, les conséquences en termes de montée de pression et de température sont plus élevées dans le cas d'un feu mixte que dans celui d'un feu en nappe. Les conséquences d'un feu de sodium dans le bâtiment des Générateurs de Vapeur ont donc été réévaluées en prenant en compte l'hypothèse d'une pulvérisation du sodium.

Dans le sous-sol du bâtiment des Générateurs de Vapeur, il a été retenu une rupture guillotine doublement débattue d'une tuyauterie d'un circuit auxiliaire. Suite à cette analyse, la géométrie de la zone sodium et notamment la position et la surface des exutoires a été optimisée afin de respecter les valeurs de surpression admissibles pour les structures de génie civil. Les ouvertures situées en partie haute de certaines parcelles ont été équipées de vantelles légères de façon à limiter la réalimentation en air de la zone de combustion, en complément de l'arrêt des ventilateurs en cas de détection de feu.

Cette situation de feu de sodium pourrait être aggravée, en considérant en particulier une augmentation des délais pris en compte sur les actions de limitation des conséquences, en particulier celles consistant à limiter la réalimentation du feu en air. Ceci conduirait à une augmentation des rejets d'aérosols de sodium dans l'environnement. Cependant, le sodium se trouvant en sous-sol, même sans action spécifique sur l'alimentation du feu en air, celui-ci sera nécessairement limité par la quantité d'air disponible.

Compte-tenu de ces éléments, le grand feu de sodium dans le bâtiment des Générateurs de Vapeur est retenu au titre des situations pouvant conduire à un effet falaise en termes de conséquences chimiques. Le scénario d'une réaction sodium-eau dans le bâtiment est également analysé au paragraphe 2.1.3.1.5.

2.1.3.1.3. Feu de sodium dans le bâtiment Manutention

Le barillet et son circuit de purification associé sont les seules capacités contenant du sodium qui soient implantées dans le bâtiment Manutention. Le sodium du barillet est maintenu sous atmosphère d'argon. Sa température de l'ordre de 150°C limite le risque qu'en cas de fuite, une combustion vive du sodium fuyard ne se développe.

Les tuyauteries du circuit auxiliaire sont de petit diamètre munies de cordons de détection de fuite et les cellules sont équipées de détecteurs de fumées. De plus, le plancher de ces cellules est équipé d'un cuvelage pour limiter les risques de contact entre le sodium et le béton. Une bougie détecte dans ces bacs la présence de sodium et provoque l'arrêt de la pompe électromagnétique afin d'éviter le risque d'un éventuel siphonage du barillet en cas de fuite importante sur le circuit.

Le volume du cuvelage béton, autour du barillet, est tel qu'en cas de fuite importante de la cuve, le niveau de sodium dans le barillet s'établirait vers le bas de la partie fissile des éléments stockés dans les pots du barillet, le volume sous le barillet étant partiellement comblé par un lit de galets pour limiter le dénoyage des pots. Les assemblages resteraient cependant entièrement immergés dans le sodium contenu dans le pot.

La détection de la fuite est basée sur les indications des cordons de détection de fuite placés en fond du puits de cuve et sur celles des détecteurs classiques de fumées et d'aérosols de sodium. Le tôleage du fond du puits de cuve, sur toute la hauteur susceptible d'être mouillée par du sodium, évite le développement de réactions exothermiques entre le sodium et le béton.

Sur détection d'aérosols de sodium ou de présence de sodium confirmée, il est procédé à un inertage de l'atmosphère du puits de cuve du barillet par injection d'argon. Cette disposition fait l'objet de la procédure complémentaire U5 "Conduite à tenir en cas de fuite de la cuve du barillet".

Compte-tenu de la puissance résiduelle réduite des assemblages stockés en barillet, aucune dégradation thermique des éléments n'est attendue en cas de dénoyage.
De même, la vidange du sodium du barillet conduirait à une baisse de la réactivité.

Les conséquences d'un feu de sodium dans le puits de cuve du barillet ont fait l'objet d'analyses démontrant l'absence de conséquences significatives sur les structures du barillet, notamment du fait de la possible montée en pression du puits de cuve du barillet.

Malgré la robustesse des différentes lignes de défense exposées, cette situation pourrait être aggravée en cas de défaut d'intégrité du cuvelage du puits de cuve du barillet ou d'impossibilité d'inertage du puits de cuve. Cette situation pourrait conduire à une réaction sodium-béton avec production d'hydrogène dans l'hypothèse d'un contact entre le sodium et le béton du puits de cuve.

Compte-tenu de ces éléments, cette situation est retenue comme pouvant conduire à un effet falaise.

2.1.3.1.4. Réaction sodium-eau dans le bâtiment Réacteur

Dans le bâtiment réacteur, les cibles potentielles d'une réaction sodium-eau sont :

- le sodium primaire contenu dans la cuve du réacteur,
- le sodium primaire contenu dans les réservoirs de stockage du sodium primaire (PS).

Une réaction sodium-eau pourrait également survenir en cas de contact entre du sodium fuyard et de l'eau introduite dans l'installation en cas d'inondation. Cette situation pourrait en particulier survenir suite à un séisme qui aurait endommagé simultanément des circuits et équipements sodium et eau (cf. paragraphe 0).

Cuve réacteur

Une réaction sodium-eau dans la cuve du réacteur pourrait survenir en cas de mise en contact du sodium avec l'eau du circuit US de refroidissement de la dalle.

Le circuit de refroidissement est constitué de serpentins noyés dans la structure béton de la dalle. La rupture d'une ou plusieurs tuyauteries de ce circuit au niveau de la dalle conduirait ainsi à une infiltration d'eau dans le béton. La dalle étant elle-même composée d'une structure mécano-soudée dans laquelle est coulé le béton de remplissage, une fuite d'eau serait contenue dans la structure métallique de la dalle. En cas de fuite de la dalle, l'eau s'infiltrerait dans l'espace en azote entre la dalle et le toit du réacteur.

Si cette situation devait se cumuler à une perte d'étanchéité au niveau du toit, il en résulterait une infiltration d'eau dans la cuve réacteur. Une telle infiltration conduirait à une pollution du sodium et non à une réaction sodium-eau de grande ampleur.

Compte-tenu de ces éléments, cette situation n'est pas retenue par la suite comme pouvant être à l'origine d'un effet falaise.

Réservoirs de sodium primaire et piège froid primaire

Le local dans le lequel se situe le piège froid primaire est maintenu en atmosphère inerte (de même que certains locaux abritant les réservoirs PS).

Compte-tenu de l'absence de circuits d'eau à proximité des réservoirs PS de stockage de sodium primaire et du piège froid primaire, une réaction sodium-eau est tout à fait improbable. Cette situation ne pourrait être envisagée qu'en cas d'arrivée d'eau massive, due à une inondation d'origine externe cumulée avec une agression de l'enveloppe des circuits sodium permettant le contact entre le sodium et l'eau, (l'analyse de cette situation est réalisée au paragraphe 0).

Par ailleurs, en cas de perte de l'inertage des locaux cumulée à une fuite de NaK suite à un séisme par exemple (l'analyse de cette situation est réalisée au paragraphe 0), le feu de NaK pourrait entraîner une mobilisation du terme source du piège froid primaire.

Compte-tenu des conséquences chimiques et radiologiques potentielles d'une réaction sodium-eau de grande ampleur au niveau des réservoirs de sodium primaire sur les structures de génie civil du bâtiment

réacteur, ainsi qu'en termes d'impact chimique dû aux aérosols de sodium et des conséquences radiologiques d'une agression du piège froid primaire, cette situation est retenue comme pouvant conduire à un effet faïaise.

Nota : les réservoirs PS sont situés à des altimétries différentes. L'analyse des risques d'agression de chacun de ces réservoirs en cas d'inondation est présentée aux paragraphes 4 et 5.

2.1.3.1.5. Réaction sodium-eau dans le bâtiment des Manutentions

Dans le bâtiment des Manutentions, les cibles potentielles d'une réaction sodium-eau sont :

- le piège froid du barillet,
- le réservoir de vidange du circuit de purification du barillet.

Ces équipements sont situés au sous-sol du bâtiment, sans proximité directe avec des circuits d'eau. Une réaction sodium-eau apparaît ainsi peu réaliste. Une telle situation ne pourrait être envisageable qu'en cas d'arrivée d'eau massive, due à une inondation d'origine externe, cumulée avec une agression de l'enveloppe des équipements sodium ou des circuits associés, permettant le contact entre le sodium et l'eau (l'analyse de cette situation est réalisée au paragraphe 0).

Compte-tenu des conséquences potentielles d'une réaction sodium-eau de grande ampleur au niveau de ces équipements sur les structures de génie civil, cette situation est retenue comme pouvant conduire à un effet faïaise.

2.1.3.1.6. Réaction sodium-eau dans le bâtiment des Générateurs de Vapeur

Les réservoirs de stockage du sodium secondaire dans le sous-sol du bâtiment des Générateurs de Vapeur sont situés en zones sodium, sans proximité directe avec des circuits d'eau. Une réaction sodium-eau apparaît ainsi peu réaliste. Une telle situation ne pourrait être envisageable qu'en cas d'arrivée d'eau massive, due à une inondation d'origine externe, cumulée avec une agression de l'enveloppe des réservoirs sodium ou des circuits associés, permettant le contact entre le sodium et l'eau (l'analyse de cette situation est réalisée au paragraphe 0).

Compte-tenu des conséquences potentielles d'une réaction sodium-eau de grande ampleur au niveau des réservoirs A*RE01 sur les structures de génie civil ainsi qu'en termes d'impact chimique dû aux aérosols de sodium, et malgré l'absence de conséquences radiologiques significatives, cette situation est retenue comme pouvant conduire à un effet faïaise.

2.1.3.1.7. Réaction sodium-eau dans le bâtiment des Annexes

Trois réservoirs de dépotage (DS) sont situés au niveau + 0,00 m dans le bâtiment des Annexes. Ils contiennent un total de 30 tonnes de sodium gelé. Les circuits de préchauffage à la vapeur étant désormais hors service, il n'y a pas de circuit d'eau à proximité directe des réservoirs. Une réaction sodium-eau apparaît ainsi peu réaliste. Une telle situation ne pourrait être envisageable qu'en cas de présence d'eau massive, due à une inondation d'origine externe, cumulée avec une agression de l'enveloppe des circuits sodium permettant le contact entre le sodium et l'eau (l'analyse de cette situation est réalisée au paragraphe 4).

Le sodium étant sous forme solide, l'agression des réservoirs ne conduirait pas à une fuite de sodium. Les éventuelles réactions sodium-eau envisageables seraient donc de très faible ampleur. Cette situation ne conduirait donc pas à un effet faïaise.

2.1.3.1.8. Réaction sodium-eau dans le local d'entreposage des pièges froids secondaires

Sept pièges froids secondaires contenant chacun environ 4 tonnes de sodium sont entreposés gelés dans un local proche du bâtiment des Annexes au niveau + 0,00 m.

Compte-tenu que ces équipements sont gelés, une fuite de sodium n'est pas envisagée sur ces composants et aucun circuit d'eau ne circule à leur proximité directe. Une réaction sodium-eau apparaît ainsi peu réaliste. Une telle situation ne pourrait être envisageable qu'en cas de présence d'eau massive, due à une inondation d'origine externe, cumulée avec une agression de l'enveloppe des pièges permettant le contact entre le sodium et l'eau.

Cependant, ces pièges froids sont déconnectés de tout circuit, n'ont pas de piquages en partie basse, et sont entreposés sur châssis métallique, de telle façon que la partie inférieure de chacun des pièges est située à environ 40 cm du sol.

Compte-tenu de ces éléments, cette situation n'est pas retenue par la suite comme pouvant être à l'origine d'un effet falaise.

2.1.3.2. Accidents mobilisant les assemblages combustibles

On présente ci-dessous les scénarios accidentels susceptibles de mobiliser directement de la matière radioactive ou le potentiel de réactivité de la matière fissile.

Le risque de criticité fait l'objet d'une analyse complémentaire présentée au paragraphe 2.1.3.3.

2.1.3.2.1. Accidents de réactivité

Les situations mettant en jeu le potentiel de réactivité du cœur ne sont envisageables que lorsque les éléments fissiles et fertiles du cœur sont chargés dans la cuve réacteur. Compte-tenu de l'arrêt du fonctionnement de la Centrale, le déchargement définitif du cœur du réacteur doit débuter en 2012.

Dans l'état actuel de l'installation et compte-tenu des caractéristiques physiques du cœur, les situations suivantes seraient susceptibles d'injecter de la réactivité dans le cœur :

- la vidange du sodium contenu dans la cuve réacteur,
- un mouvement du cœur dû à une sollicitation mécanique. qui pourrait être une compaction du réseau des éléments du cœur ou une "chute" du cœur due à l'endommagement des structures de supportage de celui-ci.

Effet de vide sodium

Compte-tenu du potentiel total de vide du cœur, une vidange, même totale, du cœur n'aurait pas de conséquence significative sur la réactivité du cœur, étant donné la marge d'antiréactivité très significative.

Compte-tenu de ces éléments, cette situation n'est pas retenue par la suite comme pouvant être à l'origine d'un effet falaise.

Compaction du cœur

Le principal initiateur de compaction du réseau du cœur est le séisme. Les analyses montrent que le comportement de la section des plaquettes¹ reste quasi élastique pendant toute la durée du séisme.

Une évaluation très enveloppe de la réactivité susceptible d'être insérée en cas de sollicitation en compaction du cœur complet, en considérant la situation extrême d'un rattrapage de tous les jeux entre assemblages fissiles et écrasement des plaquettes, conduit à :

$$\Delta\rho = n \cdot (p - c) \cdot K = 6 \cdot (127.2 - 123.2) \cdot 83.9 = 2013.6 \text{ pcm} \approx 6.2 \$ \text{ (1 \$ = 325 pcm pour le cœur actuel)}$$

avec :

- n : nombre de couronnes fissiles du cœur sur le rayon : 6,
- p : pas du réseau des assemblages en mm : 127,2 mm,
- c : cote sur plats extérieurs des tubes hexagonaux : 123,7 +/- 0,5 mm (123,2 mm pour maximiser les espacements entre assemblages),
- K effet en réactivité en pcm due à une compression radiale du cœur de 1 mm au rayon : 83,9 pcm/mm.

Ce potentiel d'insertion de réactivité est largement couvert par l'anti-réactivité apportée par les barres absorbantes insérées dans le cœur.

Compte-tenu de ces éléments, cette situation n'est pas retenue par la suite comme pouvant être à l'origine d'un effet falaise.

Défaillance de la ligne de supportage du cœur

¹ Plaquettes métalliques placées sur chaque face des assemblages du cœur, formant une excroissance en partie supérieure, et permettant d'assurer la compacité du réseau.

La ligne de supportage du cœur comprend la succession des composants qui contribuent à supporter le cœur : les suspentes, la cuve principale, la virole conique et le platelage. La virole conique est identifiée comme étant le composant le plus sensible.

Une défaillance majeure sur la ligne de supportage du cœur pourrait se traduire par une descente du cœur. Dans ce cas, les 6 barres de commande, si elles sont initialement accrochées à leur mécanisme (ce qui est actuellement le cas général) resteraient à la même cote absolue. Leur enfoncement dans le cœur se trouverait donc réduit, ce qui engendrerait un apport de réactivité.

Réacteur définitivement à l'arrêt, l'antiréactivité minimale garantie, permet de considérer que si toutes les barres sont en position basse initialement, la sous criticité reste garantie. En effet, sur défaillance de la virole conique, le cœur se déplacerait de 334 mm vers le bas au maximum en comptant l'enfoncement de la cuve (valeur enveloppe estimée pour une température de cuve de 650°C), ce qui représente un apport de réactivité insuffisant pour atteindre la divergence. Dans le cas où l'une des 6 barres est entièrement levée au moment de la chute du platelage (situation peu fréquente), la réactivité apportée est largement inférieure à l'antiréactivité actuelle. De plus, le déchargement du cœur conduira globalement à faire encore augmenter l'antiréactivité.

Compte-tenu de ces éléments, cette situation n'est pas retenue par la suite comme pouvant être à l'origine d'un effet falaise.

Défaillance du supportage de la cuve

Le supportage de la cuve du réacteur est principalement assuré via les structures de génie civil du puits de cuve. A ce titre, la justification de l'intégrité du béton du puits de cuve joue un rôle majeur.

Compte-tenu des températures élevées à proximité du bloc réacteur, notamment lors du fonctionnement en puissance, les structures béton du puits de cuve font l'objet d'un refroidissement par eau via le circuit d'Ultime Secours afin de garantir le maintien des propriétés physique du béton.

Depuis l'arrêt définitif de production du réacteur, le sodium primaire est en général maintenu entre 180°C et 250°C. Ponctuellement, cette température pourra être portée à 350°C à l'aide des moyens de chauffe mis en place dans le réacteur (la puissance résiduelle du cœur est désormais inférieure aux fuites thermiques à 250°C).

Les analyses réalisées sur la base de ces états initiaux montrent que même en l'absence de refroidissement par le circuit US, la température dans le béton du puits de cuve ne pourrait atteindre des valeurs susceptibles de remettre significativement en cause ses propriétés physiques et conduire à la ruine du supportage de la cuve réacteur.

Compte-tenu de ces éléments, la situation de perte du circuit d'ultime secours n'est pas retenue par la suite comme pouvant être à l'origine d'un effet falaise.

2.1.3.2.2. Accidents liés aux cellules

Les cellules de la Centrale dans lesquelles sont réalisées des opérations d'inspection, découpage et conditionnement des éléments du cœur présentent un terme source radiologique significatif. C'est en particulier le cas de la Cellule des Eléments Irradiés (CEI), dans laquelle l'équivalent de plusieurs assemblages combustibles ou fertiles peut être présent ainsi que de la Cellule Annexe où sont découpés les tubes hexagonaux pour en extraire les aiguilles.

Du fait de la nature physico-chimique de la matière nucléaire présente en cellule, une dissémination de l'intégralité de cette matière dans l'environnement, y-compris en cas d'agression mécanique d'éléments combustibles n'est pas possible (hormis pour les gaz de fissions pour lesquels une décroissance importante est justifiée). Seul un incendie généralisé dans une cellule serait susceptible de mobiliser une activité importante cependant :

- les cellules sont inertées en azote, permettant de se prémunir de tout risque de départ de feu,
- les cellules ont une faible sensibilité au départ de feu, en particulier aucun potentiel calorifique significatif n'est présent en cellule.

Il est cependant nécessaire d'examiner, dans le cadre de l'évaluation complémentaire de sûreté, les effets d'une agression mécanique d'assemblages qui, sans en libérer toute la matière radioactive, pourrait en

mobiliser une fraction suffisante pour que son rejet, potentiellement non filtré, puisse conduire à des conséquences radiologiques significatives à l'extérieur du Centre.

Compte-tenu de ces éléments, l'agression d'un grand nombre d'aiguilles combustibles dans les cellules chaudes de la Centrale est retenue comme pouvant conduire à un effet falaise.

Le risque de criticité fait l'objet d'une analyse complémentaire présentée au paragraphe 2.1.3.3.

2.1.3.2.3. Installation de neutronographie

Le cœur du réacteur de neutronographie est constitué d'une solution de nitrate d'Uranyle pour un volume d'environ 20 l.

L'analyse de sûreté actuelle étudie les conséquences d'un accident de fuite totale de la solution dans le bac de rétention et son évaporation dans le local réacteur avec prise en compte d'une libération à 100 % des gaz rares et des iodes.

Dans les conditions de rejet les plus pénalisantes, les conséquences à l'extérieur du site sont très faibles.

Aucune aggravation crédible de ce scénario accidentel n'est identifiée ; il n'est ainsi pas retenu comme scénario susceptible de conduire à un effet falaise.

Le risque de criticité fait l'objet d'une analyse complémentaire présentée au paragraphe 2.1.3.3.

2.1.3.3. Accident de criticité

Les accidents susceptibles de mettre en jeu le potentiel de réactivité du cœur du réacteur ont été analysés au paragraphe 2.1.3.2.1.

Les autres locaux ou équipements où pourrait a priori se produire un accident de criticité sont :

- la fosse des assemblages neufs,
- le barillet de stockage,
- la Cellule des Eléments Irradiés (CEI),
- la Cellule Annexe (CA),
- l'installation de neutronographie.

Ces lieux potentiels de déclenchement ont été sélectionnés en recherchant les équipements pour lesquels une configuration critique résulterait de l'absence de maîtrise d'un paramètre, indépendamment des lignes de défenses associées à ce dernier.

Les analyses de sûreté vis-à-vis du risque de criticité sont présentées dans le rapport de sûreté. Elles démontrent le respect des exigences de sûreté données dans la RFS I.3.c.

2.1.3.3.1. Fosse des assemblages neufs

La fosse des assemblages neufs ne contient désormais qu'un nombre réduit d'assemblages fissiles, par rapport à sa capacité nominale, pour laquelle les études de sûreté-criticité ont été faites,

Les calculs de normes conduisent à un nombre d'aiguilles critiques de 2050, en les supposant de longueur infinie et rassemblées en un fagot cylindrique avec fil espaceur au contact, et réfléchies par 20 cm d'eau. Il faudrait donc rapprocher localement l'équivalent de plus de 9 assemblages au contact pour avoir un risque. Les dimensions de la fosse, la taille des assemblages et la présence des étuis suspendus amènent à considérer pratiquement impossible un tel rassemblement, quelque soit le désordre considéré : si les étuis tombaient, ils resteraient en majorité debout ou inclinés, ce qui conduirait à une configuration non critique. Pour obtenir des assemblages rassemblés, il faudrait que ceux-ci se couchent parallèlement en diagonale en fond de fosse, ce qui semble très difficile pour un assemblage et impossible pour 9 assemblages.

D'après les études existantes, une arrivée massive d'eau dans la fosse ne doit pas conduire à un risque de criticité. Avec l'inventaire désormais réduit du stockage, ceci est d'autant plus facilement assuré.

Enfin, si l'on imagine un désordre du stockage cumulé avec une arrivée d'eau, il faudrait que la quantité d'eau présente soit importante, pour atteindre la partie fissile des assemblages. Il ne peut pas être totalement exclu un début de réaction en chaîne. Cependant, compte-tenu de la configuration des lieux, il

est considéré qu'une protection biologique minimale d'un mètre serait assurée par les parois en béton du génie civil. De manière pénalisante, il est considéré que l'accident a lieu au niveau + 0,0 m, alors que la réaction aurait lieu en sous-sol, apportant une protection biologique supplémentaire. Dans ces conditions, les évaluations montrent que la dose reçue par une personne présente à 100 m du lieu de l'accident pendant toute la durée de l'accident serait de l'ordre de 2,5 mSv.

L'évaluation de ces doses tient compte des protections radiologiques constituées par les structures de génie civil qui séparent le lieu de l'accident de criticité (à l'intérieur du bâtiment) de l'extérieur du site. Ainsi en cas de désordre important sur ces protections (murs ou plafond), la dose à l'extérieur du site pourrait être augmentée. Cette augmentation resterait cependant limitée, et même dans des configurations très pénalisantes, il n'est pas envisagé de pouvoir dépasser le seuil d'évacuation défini dans le PPI du Centre de Marcoule.

Enfin le retour d'expérience de tels accidents dans le monde a montré que leurs conséquences sont limitées à leurs abords immédiats :

- l'impact est limité au personnel qui se trouvait à proximité immédiate au moment de l'accident,
- les niveaux de débits de dose rémanents après arrêt de la réaction sont faibles même à l'intérieur du site et décroissent rapidement,
- la contamination envisageable au-delà des limites de site est négligeable y compris en cas de perte des moyens de filtration des aérosols.

Compte tenu de l'ensemble de ces points, il peut être considéré qu'aucun effet falaise ne résulte du risque de criticité au niveau du stockage des assemblages neufs.

2.1.3.3.2. Barillet de stockage

Le rapprochement accidentel d'assemblages est déjà étudié dans le cadre du référentiel de sûreté actuel. Un rapprochement plus important, par exemple dû à une chute de plusieurs assemblages en fond de cuve, ne peut toutefois pas être exclu. Cela pourrait conduire à une situation critique maintenue, que l'on considèrera a priori comme relevant de la notion d'effet falaise.

2.1.3.3.3. Cellule des Eléments Irradiés

Un déclenchement de réaction en chaîne serait possible en cas d'apport de modération, de perte de certaines configurations géométriques et/ou en cas de remise en cause de l'intégrité des aiguilles.

Comme pour la fosse des assemblages neufs, il est considéré que les conséquences d'un accident de criticité en CEI seraient faibles à distance de l'installation.

Il peut donc être considéré qu'aucun effet falaise ne résulte du risque de criticité en CEI.

2.1.3.3.4. Cellule Annexe

Le nombre et la configuration des aiguilles fissiles en CA permettent de considérer l'absence de risque d'excursion critique, même en cas d'apport de modération. Seule une perte d'intégrité des aiguilles pourrait, hypothétiquement, permettre une modification de géométrie rendant possible la criticité.

Cependant, comme pour la fosse des assemblages neufs, il est considéré que les conséquences d'un accident de criticité en CA seraient faibles à distance de l'installation

Il peut donc être considéré qu'aucun effet falaise ne résulte du risque de criticité en Cellule Annexe.

2.1.3.3.5. Installation de neutronographie

Le réacteur de l'installation de neutronographie, contient assez de matière fissile pour déclencher une réaction en chaîne.

Cependant :

- le réacteur est situé dans des locaux conçus pour apporter une protection biologique dans la situation de divergence du réacteur,
- les caractéristiques du réacteur (combustible liquide dont la concentration a été ajustée à la valeur minimale de masse critique, contre-réactions, ...) font qu'une réaction en chaîne durable ne pourrait pas s'établir à un niveau de puissance significatif.

De plus, il est à noter que le référentiel de sûreté tient déjà compte de l'accident d'inflammation ou d'explosion de la couverture gazeuse du réacteur suite à un dégagement d'énergie excessif. Les conséquences associées sont très faibles.

Il peut donc être considéré qu'aucun effet falaise ne résulte du risque criticité au niveau de l'installation de neutronographie.

2.1.3.3.6. Bilan des risques d'effet falaise associés à la criticité

Seul le risque de criticité dans le barillet est retenu en tant qu'effet falaise. L'ensemble des accidents de criticité seront en revanche considérés dans le cadre de la gestion de crise en tant qu'éléments aggravants pouvant limiter l'accès à certaines parties de l'installation.

2.2. STRUCTURES ET EQUIPEMENTS ESSENTIELS

Sur la base des situations recensées au paragraphe 2.1.3, les structures et équipements retenus comme équipements essentiels vis-à-vis du risque d'effet falaise et sur lesquels porteront des analyses approfondies sont identifiés.

On recense également les structures et équipements qui seraient susceptibles d'agresser les équipements clés.

Les structures et équipements essentiels vis-à-vis du risque de dissémination de matière radioactive sont :

- dans le bâtiment réacteur :
 - la cuve d'Enceinte Primaire (en cas de fuite des 2 premières cuves),
 - les structures de supportage de la cuve d'Enceinte Primaire,
 - les pièges froids primaires (PSPF01/02),
- dans le bâtiment des Manutentions :
 - la cellule des Eléments Irradiés,
 - la cellule Annexe.

Les structures et équipements essentiels vis-à-vis du risque sodium sont :

- dans le bâtiment réacteur :
 - les réservoirs de sodium primaire (PSRE01/02/03/04/11 à 16/17),
- dans le bâtiment des manutentions :
 - le barillet de stockage,
 - le réservoir de vidange du circuit de purification du barillet (AMRE01),
 - le piège froid du barillet (AMPF01),
- dans le bâtiment des Générateurs de Vapeur (sous-sol) :
 - les réservoirs de stockage sodium secondaire (A*RE01),
 - les auxiliaires des circuits sodium secondaires.

Vis-à-vis du risque de criticité le seul équipement essentiel identifié est le barillet de stockage, dans le bâtiment des Manutentions.

Par ailleurs, le pont P1 (bâtiment Réacteur) pourrait, en cas de chute, agresser la dalle du réacteur, fermant la cuve d'Enceinte Primaire.

D'autres équipements sont susceptibles d'agresser indirectement des Equipements Essentiels :

- dans le bâtiment Manutention, les ponts P2 et P4, qui pourraient agresser les superstructures de ce bâtiment,
- dans le bâtiment des Générateurs de Vapeur :
 - les caissons des Générateurs de Vapeur,
 - les cloisons feu sodium,
 - les passerelles,

qui pourraient agresser le plancher de ce bâtiment, en-dessous duquel se trouvent les réservoirs de stockage sodium secondaire et les circuits auxiliaires associés.

Ces équipements font l'objet d'une analyse des marges sous séisme dans le cadre de ce document.

L'analyse du paragraphe 2.1.3 n'a pas conduit à retenir le circuit US de refroidissement de l'enceinte primaire comme équipement essentiel dont la défaillance pourrait conduire à un effet falaise.

Ce circuit étant le circuit d'eau situé au plus près du sodium primaire, une analyse des marges sous séisme est cependant réalisée dans le cadre de l'évaluation complémentaire de sûreté.

3. SEISME

3.1. DIMENSIONNEMENT DE L'INSTALLATION

3.1.1. Séisme de dimensionnement

La centrale Phénix a pris en compte dès sa conception d'origine le séisme dans le dimensionnement des structures et des équipements. Deux niveaux de séisme ont été retenus :

- degré 7 de l'échelle macroscopique internationale, pour lequel l'installation peut reprendre le fonctionnement après séisme, moyennant d'éventuelles inspections,
- degré 8 pour lequel le confinement des matières radioactives doit être assuré (la Centrale pouvant ne pas redémarrer).

Une réévaluation du comportement sismique de la centrale, suivie de travaux de renforcements importants a été entreprise à partir du milieu des années 90, pour vérifier avec des méthodes modernes, que les fonctions essentielles de sûreté restent assurées en cas de Séisme Maximal Historiquement Vraisemblable (SMHV) retenu pour le site (intensité VII –VIII de l'échelle de MSK).

Les études de sismicité pour le site de Marcoule, effectuées en 1983, avaient conduit à prendre en compte les séismes de référence suivants :

- séisme de Châteauneuf (1873) d'intensité épiscopale VII-VIII, supposé proche au sens de la RFS 1.2.c (profondeur du foyer inférieure à 10 km) et ramené sous le site,
- séisme de Provence (1909) d'intensité épiscopale IX, de magnitude 6,2 et à 35 km du site,
- séisme associé aux failles de Nîmes, d'intensité épiscopale VII, de magnitude 4,9 et à 10 km du site.

Sur ces bases deux types de séisme ont été utilisés pour la réévaluation sismique, ils sont définis par les spectres suivants :

- deux spectres représentant les séismes lointains de référence du site de Marcoule au niveau SMHV. Pour certains bâtiments, les études ont été faites sur la base d'un seul spectre dit "EdF", majorant par rapport aux deux spectres précédents,
- un spectre représentant le séisme proche, correspondant à celui de la RFS 1.2.c du 1^{er} octobre 1980, calé à 0,2 g.

Ces spectres sont représentés sur la Figure 8.

PHENIX - Spectres à 5% d'amortissement

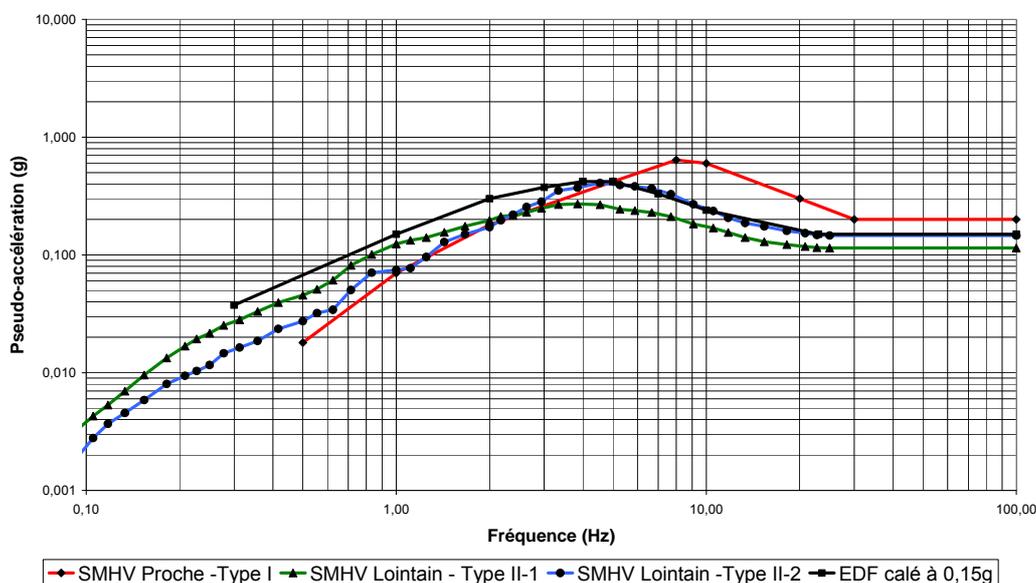


Figure 8: Synthèse des spectres sismiques retenus pour la rénovation Phénix

3.1.2. Dispositions de protection du dimensionnement

En ce qui concerne les ouvrages de génie civil, l'objectif en cas de séisme est :

- pour les bâtiments abritant des équipements devant assurer une fonction après séisme, qu'ils aient une "résistance" leur permettant d'assurer le supportage de ces équipements,
 - * ce sont les bâtiments et ouvrages suivants : Bâtiment Réacteur, Bâtiment Manutention Nord, bâtiment des Générateurs de Vapeur, les infrastructures des trois blocs et les superstructures des blocs Médian et Nord du Bâtiment des Circuits Annexes.
- pour les autres bâtiments n'ayant aucun rôle de supportage d'équipement mais voisins des bâtiments précédents, que leur "stabilité" soit assurée pour que leurs déplacements pendant le séisme soient suffisamment faibles pour ne pas interférer avec les bâtiments précédents,
 - * ce sont les bâtiments et ouvrages suivants : Bâtiments Manutention Sud-ouest et Sud-est, Salle des Machines, superstructure du bloc Sud du Bâtiment des Circuits Annexes, et cheminée.

Sur la base de la configuration des différents bâtiments renforcés, des calculs dynamiques ont été effectués pour déterminer les spectres de réponse d'oscillateurs à différents niveaux de plancher (dits "spectres de plancher"), ces derniers représentant les mouvements sismiques induits dans les ouvrages à appliquer aux appuis des équipements pour la justification de leur comportement sismique.

La réévaluation sismique des équipements a été réalisée sur la base de ces spectres de plancher. Elle a concerné :

- les équipements importants pour la sûreté de l'installation pendant et/ou après séisme,
- les équipements importants dont l'état ou le comportement peut modifier (en général de façon favorable) les conséquences du séisme.

Les bâtiments et équipements essentiels, dont le maintien permet de se prémunir d'un éventuel effet falaise, sont identifiés au chapitre 2.

Les principales dispositions de conception et de construction ayant fait l'objet d'aménagements et de renforcements importants et concourant à justifier de la robustesse de ces bâtiments, ouvrages et équipements sont présentées ci-après.

3.1.2.1. Bâtiments

3.1.2.1.1. *Infrastructure Bâtiment Réacteur-Hall de Manutention Nord*

L'infrastructure commune au Bâtiment Réacteur et au Hall de Manutention Nord est une structure en béton armé contreventée par des voiles. Cette structure d'environ 54 m de long (direction N-S) et 42 m de large (direction E-O) est fondée sur un radier à environ -14,50 m. L'infrastructure monte jusqu'à l'altitude de +8.50 m environ. Le sol autour du bâtiment étant situé au niveau +0.00 m (soit +38.70 mNGF), les infrastructures sont en grande partie enterrées (*jusqu'à -14,5 m environ*) sous le sol, et en partie hors sol (*jusqu'à +8.50 m environ*).

Les voiles périphériques ne comportent pas d'ouverture significative. Les épaisseurs des voiles sont variables, au minimum de 40 cm.

La géométrie du bâtiment est relativement régulière. La répartition des masses est par contre relativement irrégulière du fait de la présence de structures lourdes excentrées par rapport au centre de gravité moyen de ce bâtiment.

L'analyse dynamique a été réalisée en représentant le bâtiment par un modèle 3D filaire de type "brochette" et en tenant compte de l'interaction sol-structure.

L'étude de l'interaction sol-structure a tenu compte de la stratigraphie du sol. L'amortissement radiatif a néanmoins été divisé par deux et une marge a été de ce fait introduite dans les calculs. L'effet favorable de l'enfouissement de l'infrastructure a été négligé. Les amortissements modaux ont été limités à 30 %. Un paramétrage du module d'élasticité transversale du sol a été considéré en cohérence avec la pratique actuelle, en appliquant à ce module un coefficient multiplicateur compris entre 2/3 et 3/2.

Les sollicitations dans la structure ont été évaluées dans le domaine élastique en représentant le bâtiment par un modèle 3D détaillé. L'action du séisme a été modélisée par des chargements pseudo-statiques déduits des résultats de l'analyse dynamique réalisée à l'aide du modèle 3D filaire type "brochette". Lors de la justification de la résistance des éléments structuraux, il n'a pas été fait appel, d'une part, aux possibilités de redistribution d'efforts dans la structure et, d'autre part, à la capacité de la structure à dissiper l'énergie par un comportement hystérétique ductile et/ou par d'autres mécanismes.

La justification de la résistance des éléments structuraux a été menée en utilisant un critère simplifié et enveloppe consistant à comparer les sections d'acier calculées dans le domaine élastique (cartes de ferrailage) à celles du ferrailage existant. Cette comparaison a été suffisante pour démontrer la résistance de la structure.

Les parois extérieures de l'infrastructure du bâtiment comportent un cuvelage constitué d'une tôle en acier doux de 5 mm d'épaisseur noyée dans le béton. Cette tôle est en mesure de participer à la résistance de ces parois qui sont sollicitées en traction et en flexion. La participation à la résistance de cette tôle, laquelle correspond à une quantité d'acier équivalente significative de ferrailage, n'a pas été valorisée lors des justifications.

3.1.2.1.2. Infrastructure du Bâtiment des Générateurs de Vapeur

L'infrastructure du Bâtiment des Générateurs de Vapeur est une structure en béton armé fondée sur un radier et contreventée par des voiles épais. Les voiles périphériques ne comportent pas d'ouverture significative. Elle comporte un plancher au niveau 0,00 m. Ce plancher, limité en surface, est constitué essentiellement par les trois dalles orientées dans la direction nord-sud qui supportent les caissons des Générateurs de Vapeur. A ce niveau, la répartition des efforts horizontaux dans les voiles de contreventement est assurée par les dalles précitées et les poutres en béton situées à la partie supérieure des voiles de rive de direction est-ouest.

La géométrie et la répartition des masses du bâtiment peuvent être considérées comme régulières.

Les hypothèses de calculs et la méthodologie d'étude utilisées sont identiques à celles décrites précédemment pour l'infrastructure des Bâtiments Réacteur et Hall des Manutentions Nord :

- l'analyse dynamique a été réalisée en représentant le bâtiment par un modèle 3D filaire de type "brochette" et en tenant compte de l'interaction sol-structure ;
- l'étude de l'interaction sol-structure a tenu compte de la stratigraphie du sol. L'amortissement radiatif a néanmoins été divisé par deux et une marge a été de ce fait introduite dans les calculs. L'effet favorable de l'enfouissement de l'infrastructure a été négligé. Les amortissements modaux ont été limités à 30 %. Un paramétrage du module d'élasticité transversale du sol a été considéré en cohérence avec la pratique actuelle, en appliquant à ce module un coefficient multiplicateur compris entre 2/3 et 3/2 ;
- Les sollicitations dans la structure ont été évaluées dans le domaine élastique en représentant le bâtiment par un modèle 3D détaillé. L'action du séisme a été modélisée par des chargements pseudo-statiques déduits des résultats de l'analyse dynamique réalisée à l'aide du modèle 3D filaire type "brochette". Lors de la justification de la résistance des éléments structuraux, il n'a pas été fait appel, d'une part, aux possibilités de redistribution d'efforts dans la structure et, d'autre part, à la capacité de la structure à dissiper l'énergie par un comportement hystérétique ductile et/ou par d'autres mécanismes.

Les parois extérieures de l'infrastructure du bâtiment comportent un cuvelage constitué d'une tôle en acier doux de 5 ou de 10 mm d'épaisseur suivant les zones, noyée dans le béton. Cette tôle est en mesure de participer à la résistance de ces parois qui sont sollicitées en traction et en flexion. La participation à la résistance de cette tôle, laquelle correspond à une quantité d'acier équivalente significative de ferrailage, n'a été que très partiellement valorisée lors des justifications.

La justification de la résistance des éléments structuraux a été menée en utilisant un critère simplifié et enveloppe consistant à comparer les sections d'acier calculées dans le domaine élastique (cartes de ferrailage) à celles du ferrailage existant complétées localement par une partie de la section de la tôle de cuvelage. Cette comparaison a été suffisante pour démontrer la résistance de la structure.

3.1.2.1.3. Infrastructure du bloc Nord du Bâtiment des Circuits Annexes

L'infrastructure du bloc Nord est constituée de voiles et de portiques en béton armé fondés au niveau -6,20 m sur des semelles de fondation superficielles reliées entre elles par des longrines. Elle comporte un dallage au niveau -3,50 m et une dalle au niveau 0,00 m. Les voiles sont situés sur la façade ouest et le pignon nord. Ils participent au contreventement de l'infrastructure et font office de murs de soutènement.

A l'issue de la réévaluation, elle a fait l'objet de renforcements consistant en la création de voiles de contreventement. Trois voiles transversaux de direction est-ouest et un voile longitudinal de direction nord-sud ont été créés et certaines longrines ont été renforcées.

Les analyses dynamique et résistante ont été réalisées en représentant le bâtiment par un modèle 3D détaillé et en tenant compte de l'interaction sol-structure.

Les impédances dynamiques des fondations ont été calculées par la méthode de Deleuze. Les amortissements radiatifs ont été divisés par deux.

Les sollicitations dans la structure ont été évaluées dans le domaine élastique en représentant l'action du séisme par des chargements pseudo-statiques déduits des résultats de l'analyse dynamique. Lors de la justification de la résistance des éléments structuraux, il n'a pas été fait appel, d'une part, aux possibilités de redistribution d'efforts dans la structure et, d'autre part, à la capacité de la structure à dissiper l'énergie par un comportement hystérétique ductile et/ou par d'autres mécanismes.

3.1.2.1.4. Infrastructure des blocs Médian et Sud du Bâtiment des Circuits Annexes

L'infrastructure du bloc Médian est constituée de portiques en béton armé fondés sur des semelles de fondation superficielles, et d'un plancher au niveau 0,00 m. L'infrastructure du bloc Sud est fondée sur un radier. Elle est constituée de voiles raidis par des poteaux en béton armé, et d'un plancher au niveau 0,00 m. Les deux blocs sont fondés au niveau -6,00 m.

L'analyse dynamique a été réalisée en représentant chaque bloc par un modèle 3D filaire de type "brochette" et en tenant compte de l'interaction sol-structure.

Les sollicitations dans la structure ont été évaluées dans le domaine élastique en représentant chaque bloc par un modèle 3D détaillé. L'action du séisme a été modélisée par des chargements pseudo-statiques déduits des résultats de l'analyse dynamique réalisée à l'aide du modèle 3D filaire type "brochette". Lors de la justification de la résistance des éléments structuraux, il n'a pas été fait appel, d'une part, aux possibilités de redistribution d'efforts dans la structure et, d'autre part, à la capacité de la structure à dissiper l'énergie par un comportement hystérétique ductile et/ou par d'autres mécanismes.

3.1.2.1.5. Superstructure du Bâtiment Réacteur

La superstructure, ou Hall, du Bâtiment Réacteur (HBR) a la forme d'un parallélépipède rectangle (largeur 26m, longueur 42m, hauteur 26m au dessus de l'infrastructure à +8,50 m). Les quatre façades du hall sont constituées de poteaux reliés par des panneaux en béton armé. Les poteaux et les panneaux sont

comprimés verticalement par un ensemble de câbles de précontrainte. Il n'y a pas d'ouverture de dimensions significatives dans les façades. La toiture du hall est constituée d'une dalle en béton armé supportée par un réseau de poutres métalliques.

La superstructure supporte essentiellement un pont roulant (150 kN) qui permet la manutention des gros composants.

Des renforcements ont été effectués sur les poteaux des pignons est et ouest afin d'augmenter leur capacité de résistance, et sur l'ensemble des poteaux pour mettre à niveau et compléter les dispositions constructives de ferrailage, en particulier au droit des recouvrements des armatures.

L'analyse dynamique a été réalisée en représentant la superstructure par un modèle 3D filaire de type "brochette". Le modèle intègre celui de l'infrastructure commune au Bâtiment Réacteur et au Hall de Manutention Nord. Les modes locaux de la toiture et des façades ont été étudiés par des études de sensibilité appropriées.

Les sollicitations dans la structure ont été évaluées dans le domaine élastique en représentant le bâtiment par un modèle 3D détaillé. L'action du séisme a été modélisée par des chargements pseudo-statiques déduits des résultats de l'analyse dynamique réalisée à l'aide du modèle 3D filaire type "brochette". Lors de la justification de la résistance des éléments structuraux, il n'a pas été fait appel, d'une part, aux possibilités de redistribution d'efforts dans la structure et, d'autre part, à la capacité de la structure à dissiper l'énergie par un comportement hystérétique ductile et/ou par d'autres mécanismes.

3.1.2.1.6. Superstructure du Bâtiment Manutention Nord

La superstructure, ou Hall, du Bâtiment Manutention Nord (HMN) est constituée d'une charpente métallique comportant un habillage en panneaux préfabriqués de béton sur ses façades sud, est et ouest.

La superstructure a fait l'objet de renforcements parasismiques. Des contreventements verticaux ont été ajoutés afin de rendre continus les contreventements existants, ce qui a rendu la structure renforcée régulière en élévation. Les connections des panneaux préfabriqués en béton armé à la charpente métallique, les nœuds de liaison et les assemblages ont été renforcés. Les ancrages des pieds de poteaux métalliques ont également été renforcés en introduisant une marge de dimensionnement de 20 %.

L'analyse dynamique a été réalisée en représentant la superstructure par un modèle 3D filaire de type "brochette". Le modèle intègre celui de l'infrastructure commune au Bâtiment Réacteur et au Hall de Manutention Nord. Lors de cette analyse, la raideur des panneaux en béton a été déterminée sur la base d'un module d'Young élevé afin d'évaluer de façon sécuritaire la réponse au séisme du bâtiment. Les effets des modes locaux ont de plus été étudiés.

Les sollicitations dans la structure ont été évaluées dans le domaine élastique en représentant la superstructure par un modèle 3D détaillé. L'action du séisme a été modélisée par des chargements pseudo-statiques déduits des résultats de l'analyse dynamique réalisée à l'aide du modèle 3D filaire type "brochette". Lors de la justification de la résistance des éléments structuraux, il n'a pas été fait appel, d'une part, aux possibilités de redistribution d'efforts dans la structure et, d'autre part, à la capacité de la structure à dissiper l'énergie par un comportement hystérétique ductile et/ou par d'autres mécanismes. Par ailleurs, cette justification est faite en négligeant totalement la participation à la résistance des panneaux de béton, ce qui maximise la contribution de la charpente métallique (démarche sécuritaire pour la charpente).

3.1.2.1.7. Superstructure du bâtiment des Générateurs de Vapeur

La superstructure du Bâtiment des Générateurs de Vapeur est constituée uniquement de charpente métallique. Elle est contreventée dans chaque direction par des palées de stabilité triangulées. Elle comporte un plancher complet au niveau +23,00 m, une toiture légère au niveau +34,00 m et des façades en bardage double-peau. Le plancher principal au niveau +23,00 m et la toiture sont bien contreventés horizontalement et constituent des diaphragmes répartissant les efforts horizontaux sur les palées de stabilité.

Dans le cadre des travaux de rénovation, la superstructure du Bâtiment des Générateurs de Vapeur a été désolidarisée de celle de la Salle des Machines. Cette désolidarisation a consisté d'une part à supprimer les liaisons entre la toiture de la travée de manutention et celle du Bâtiment des Générateurs de Vapeur et, d'autre part, à lier la toiture de la travée de manutention à la superstructure de la Salle des Machines. A l'issue du projet, le bâtiment des Générateurs de Vapeur ne supporte cette toiture que verticalement par l'intermédiaire d'appuis glissants dans les directions horizontales (donc sans interactions sismiques horizontales).

La superstructure supporte les tuyauteries de sodium secondaires et les lignes vapeur. Ces tuyauteries sont vides dans la situation actuelle et le resteront dans le futur. Par rapport aux hypothèses considérées lors de la réévaluation sismique, cela représente une réduction significative de la masse de la superstructure, de plus de 300 tonnes. Plusieurs équipements lourds ont de plus été enlevés (pompes secondaires et leurs moteurs, par exemple, ce qui représente un gain de masse significatif de plusieurs dizaines de tonnes sur le plancher au niveau +23,00 m).

L'analyse dynamique de la superstructure a été réalisée en représentant la superstructure par un modèle 3D filaire de type "brochette". Le modèle intègre celui de l'infrastructure.

Les sollicitations dans la structure ont été évaluées dans le domaine élastique en représentant la superstructure par un modèle 3D détaillé. L'action du séisme a été modélisée par des chargements pseudo-statiques déduits des résultats de l'analyse dynamique réalisée à l'aide du modèle 3D filaire type "brochette". Lors de la justification de la résistance des éléments structuraux, il n'a pas été fait appel, d'une part, aux possibilités de redistribution d'efforts dans la structure et, d'autre part, à la capacité de la structure à dissiper l'énergie par un comportement hystérétique ductile et/ou par d'autres mécanismes.

Lors de l'étude de la superstructure, il a été pris en compte des chargements supplémentaires spécifiques tels que les fouettements de tuyauterie et la surpression engendrée par un feu de sodium.

3.1.2.1.8. Superstructure du bloc Nord du Bâtiment des Circuits Annexes

La superstructure est en charpente métallique. Sa hauteur est de 12 m. Elle est contreventée verticalement par des palées de stabilité situées sur les deux files longitudinales de direction nord-sud et sur les pignons. La toiture est contreventée horizontalement et fait office de diaphragme. La couverture est constituée de bacs autoportants en acier galvanisé. Les façades sont constituées de bardage métallique.

Les analyses dynamique et résistante ont été réalisées en représentant la superstructure par un modèle 3D détaillé. Ce modèle intègre également l'infrastructure du bloc Nord.

Les sollicitations dans la structure ont été évaluées dans le domaine élastique en représentant l'action du séisme par des chargements pseudo-statiques déduits des résultats de l'analyse dynamique. Lors de la justification de la résistance des éléments structuraux, il n'a pas été fait appel, d'une part, aux possibilités de redistribution d'efforts dans la structure et, d'autre part, à la capacité de la structure à dissiper l'énergie par un comportement hystérétique ductile et/ou par d'autres mécanismes.

3.1.2.1.9. Autres bâtiments pouvant interagir avec les bâtiments classés essentiels

Entrent dans cette catégorie, la superstructure ou Hall du bâtiment des Manutentions Sud (HMS), la cheminée, les superstructures des blocs Médian et Sud du Bâtiment des Circuits Annexes et la Salle des Machines (SdM). A noter que les infrastructures de la Salle des Machines et des blocs Sud et Médian du bâtiment des Circuits Annexes supportent les superstructures et, par conséquent, entrent aussi dans cette catégorie de bâtiments.

Pour la plupart de ces bâtiments des modèles 3D détaillés ont été utilisés pour analyser le comportement dynamique et démontrer la résistance.

Pour les bâtiments Salle des Machines et Manutentions Sud Zone Ouest, des coefficients de comportement ont été utilisés pour prendre en compte la ductilité de leurs structures.

3.1.2.1.10. Règlements utilisés lors de la réévaluation sismique

La résistance des structures en béton armé a été justifiée en utilisant les règles BAEL 91.

La résistance des charpentes métalliques a été vérifiée en utilisant les règles CM66 et leur additif 80.

3.1.2.2. Equipements

3.1.2.2.1. Circuit primaire

Le circuit primaire de l'installation comprend la cuve d'enceinte primaire, la cuve double enveloppe, la cuve principale, les internes, le supportage (suspentes et dalle), et les composants.

Le circuit primaire est principalement constitué d'une cuve double enveloppe qui contient le sodium. Cette cuve est supportée par 21 suspentes et des appuis en néoprène intercalés entre les suspentes et la dalle introduisent une certaine souplesse vis-à-vis du balancement de la cuve. La dalle est posée sur l'infrastructure du bâtiment réacteur à +4.20 m sur des rotules.

La cuve supporte la virole conique qui est reliée au platelage supportant le cœur.

Le chargement sismique a été pris en compte dès la conception.

Par ailleurs, une attention particulière a été apportée à la qualité de réalisation et les soudures ont été radiographiées.

La conception sur appuis en néoprène permet d'avoir un comportement dynamique simple (monomodal) adapté (fréquence relativement basse par rapport au mode de sol) et fiable.

Le matériau utilisé (acier austénitique) est un matériau ductile, il a de bonnes qualités en termes de capacité de déformation et vis-à-vis de la rupture fragile.

La cuve d'enceinte primaire, de même qualité de conception et de réalisation que la cuve principale et la cuve double enveloppe, est directement accrochée à la dalle et contient la cuve double enveloppe et la cuve principale. Elle est peu chargée car elle ne reprend pas le poids du circuit primaire. Elle est en atmosphère d'azote et porte sur sa face externe les serpentins d'eau du circuit d'ultime secours.

Les études de comportement mécanique ont été reprises avec les méthodes actuelles. L'interaction sol-structure prenant en compte la stratigraphie du sol a été considérée dans le calcul de la réponse du bâtiment et les spectres au niveau de l'appui de la dalle ont été déterminés en prenant une enveloppe des différentes hypothèses de rigidité du sol.

La réponse du circuit primaire a été déterminée pour les spectres de séisme de site. Le modèle utilisé (axisymétrique harmonique) prend de plus en compte de plus l'interaction fluide-structure.

Les efforts obtenus ont été utilisés pour examiner les risques de flambage des structures élancées et le risque de rupture en tenant compte d'un défaut initial (enveloppe des défauts radiographiés). Les tailles des défauts critiques, c'est-à-dire pour lesquels la marge de résistance est de 20 % sous SMSV, ont ensuite été déterminées.

Enfin les études de fuite avant rupture permettent de justifier la détection d'un défaut avant qu'il ne soit dommageable sous SMHV.

Des études ont été menées pour analyser la capacité de la cuve double enveloppe à soutenir le platelage en cas de rupture de la virole conique.

Le cas de rupture d'une suspente a également été analysé et il a été montré que les efforts peuvent être repris par les autres suspentes.

3.1.2.2.2. Barillet de stockage des éléments combustibles

Tous les éléments du barillet sont des équipements d'origine qui ont été réétudiés lors de la réévaluation sismique de la centrale. Le matériel a fait l'objet d'une analyse de comportement pseudo-statique en prenant en compte des accélérations enveloppes, pic du spectre en horizontal et ZPA en vertical, compte tenu des fréquences de suspension du barillet. Dans la direction horizontale, l'accélération du pic du spectre nord-sud enveloppe des spectres des deux SMHV lointains et de celui du SMHV proche a été prise en compte. La fréquence de ce pic est d'environ 9 Hz.

Les critères retenus sont ceux du code de dimensionnement élaboré pour des matériels nucléaires, le RCC-MR adapté au type de matériel du barillet. Les critères de ce code permettent d'assurer la protection

des matériels vis-à-vis des modes de ruine par déformation excessive et instabilité plastique, et de se prémunir des risques de flambage. Le matériau du matériel est de l'acier A42 dont la ductilité permet un fonctionnement en déformation lorsque les contraintes limites de dimensionnement sont atteintes, et cela avant l'apparition de désordre important.

Les critères utilisés permettent d'assurer la stabilité, le maintien de la géométrie des éléments du manège et l'étanchéité de la cuve et du bec de cafetière.

3.1.2.2.3. Circuit US de refroidissement de l'enceinte primaire

Les tuyauteries du circuit US sont des équipements d'origine en acier E24 et E36. Les supports sont de deux types, les anciens et les plus récents installés pour limiter les débattements des collecteurs en situation sismique. Ces équipements ont été réétudiés lors de la réévaluation sismique de la centrale. Le matériel a fait l'objet d'une analyse de comportement dynamique menée par la méthode modale-spectrale en prenant en compte les spectres du radier du bâtiment Réacteur.

Les critères retenus sont les critères de codes de dimensionnement élaborés pour des matériels nucléaires. Les lignes sont vérifiées selon le RCC-MR pour les matériels anciens et selon le RCC-M pour les matériels récents. Les RCC sont adaptés au type de matériel du circuit US. Les critères de ces codes permettent d'assurer la protection des matériels vis-à-vis des modes de ruine par déformation excessive et instabilité plastique. Le RCC-MR permet également de se prémunir des risques de flambage des tuyauteries. Les chevilles métalliques sont vérifiées selon des critères élaborés par EdF à partir de résistances données par le constructeur dans le but d'obtenir des marges de dimensionnement.

Les critères utilisés permettent d'assurer la stabilité et l'étanchéité.

3.1.2.2.4. Circuits auxiliaires de sodium primaire

Les équipements ont été conçus et construits suivant le code ASME et dimensionnés vis-à-vis d'un séisme d'intensité VII suivant la section III de l'ASME dont les règles sont équivalentes à celles du RCC-MR :

- le réservoir d'amorçage PSRE01 et le réservoir de retour du sodium purifié PSRE02 des circuits de purification sont en acier inoxydable 316, situés dans le local 1413 du Bâtiment Réacteur,
- le réservoir PSRE03, dont la fonction est de recevoir le sodium chaud provenant de la vidange rapide du sodium primaire contenu dans le circuit de purification en cas de fuite, est un matériel en acier inoxydable 304 situé dans le local 1110 du Bâtiment Réacteur,
- le réservoir PSRE04, dont la fonction est de stocker le sodium qui permet d'amorcer la pompe PSPG02, est un matériel en acier inoxydable 304 situé dans le local 1205 du Bâtiment Réacteur,
- les réservoirs de stockage PSRE11 à 16, situés dans les locaux 1104 et 1105 du Bâtiment Réacteur, sont identiques et en acier au carbone A42,
- le réservoir PSRE17 de récupération de vidange est un matériel en acier inoxydable 304 situé dans le local 1008 du Bâtiment Réacteur,
- les pièges froids PSPF01 et 02 des circuits de purification sont des matériels en acier inoxydable 316, situés dans les locaux 1213 et 1214 du Bâtiment Réacteur,
- le réservoir AMRE01 de vidange du barillet est un matériel en acier au carbone A42, situé dans le local 2103 du Bâtiment Hall des Manutentions Nord,
- le piège froid AMPF01 du circuit de purification du sodium du barillet est un matériel en acier inoxydable 304 L, situé dans le local 2104 du Bâtiment Hall des Manutentions Nord.

Les calculs ont été réalisés à l'aide de méthodes statiques équivalentes en considérant des accélérations de 0,3 g en vertical et 0,4 g en horizontal sauf pour les réservoirs PSRE01 et PSRE02 pour lesquels les accélérations correspondant à la première fréquence propre de l'équipement et de son supportage ont été prises en compte. Les critères utilisés permettent d'assurer la stabilité et l'étanchéité des équipements.

Les réservoirs PSRE11 à 16 ont fait l'objet d'une nouvelle analyse de comportement dynamique réalisée par la méthode modale-spectrale, en considérant les spectres transférés au niveau +8,50 m du bâtiment réacteur et un amortissement structurel de 4 %. Pour l'analyse résistante, l'action du séisme a été représentée par un chargement pseudo-statique équivalent obtenu en considérant l'accélération de la première fréquence propre (située dans la partie descendante des spectres). Les critères retenus sont les critères du code de dimensionnement RCC-MR. Pour le réservoir, un critère de niveau C est considéré

pour garantir l'étanchéité. Pour la jupe, la bride et la boulonnerie, un critère de niveau D est considéré pour garantir la stabilité.

3.1.2.2.5. Réservoirs de sodium secondaire et auxiliaires associés

Les 3 réservoirs de stockage A*RE01 (A1RE01, A2RE01 et A3RE01), sont des matériels en acier A42 situés dans le local 4101 du Bâtiment des Générateurs de Vapeur (niveau -8,00 m). Lors de la réévaluation sismique, les six supports des 3 réservoirs ont été changés pour résister aux nouvelles données sismiques. L'enveloppe des réservoirs n'étant pas la partie sensible, l'étude a porté sur les nouveaux supports. Des calculs par la méthode pseudo-statique avec l'accélération spectrale de la première fréquence propre ont été effectués. Les critères retenus sont les critères du code de dimensionnement RCC-MR adaptés à l'équipement.

Le circuit de purification est un circuit en acier inoxydable 304L. Il a été calculé à l'aide d'une analyse pseudo-statique avec la méthode de Rayleigh.

Les pièges froids A1PF01 et A3PF01 du circuit de purification sont des matériels en acier inoxydable 304, situés dans le sous-sol du Bâtiment des Générateurs de Vapeur. Ces matériels ont été conçus vis-à-vis d'un séisme d'intensité VII. Ils ont été étudiés par un calcul statique analytique. Le code de dimensionnement est l'ASME section VIII dont les règles sont équivalentes à celles du RCC-MR dans ce domaine de températures.

Les critères utilisés permettent d'assurer la stabilité et l'étanchéité des structures.

3.1.2.2.6. Autres équipements pouvant interagir avec les équipements essentiels

Les équipements étudiés ici peuvent constituer, en cas de chute, des agresseurs d'équipements ou de structures essentiels :

- le pont P1, situé dans le hall du Bâtiment Réacteur,
- les ponts P2 et P4, situés dans le Bâtiment Hall des Manutentions nord et utilisant les mêmes voies de roulement,
- les caissons des Générateurs de Vapeur, les cloisons de protection contre les feux de sodium et les passerelles, situés dans le Bâtiment des Générateurs de Vapeur, pourraient agresser les réservoirs de stockage sodium A*RE01 et leurs auxiliaires.

Il convient cependant de noter que le retour d'expérience sur des équipements de manutention industriels installés dans des régions ayant subi des séismes significatifs n'a pas montré de chute complète d'équipements dès lors que la stabilité des structures les supportant est garantie.

Ponts P1, P2 et P4

Les ponts P1, P2 et P4 sont des équipements d'origine qui ont été réétudiés lors de la réévaluation sismique de la Centrale. Lors de cette réévaluation, une expertise des ponts a été effectuée par une entreprise spécialisée dans la manutention et a montré un état global correct.

Les matériels ont fait l'objet d'une analyse sismique menée par la méthode modale-spectrale en prenant en compte les spectres réévalués. Des calculs aux éléments finis ont été effectués en réduisant les spectres dans le sens de la translation et la masse du chariot dans le sens de la direction afin de tenir compte du glissement.

Les critères portent sur la limite élastique des matériaux et sont issus des règles spécifiques de la FEM et du RCC-MR pour la boulonnerie de fixation des éléments cinématiques. L'application de ces codes permet de dégager des marges vis-à-vis des modes de ruine par déformation excessive, instabilité plastique, et risques de flambage. Le matériau du matériel est de l'acier E24 dont la ductilité permet de dépasser les limites de dimensionnement avant l'apparition de désordre important.

Les critères utilisés permettent d'assurer la stabilité et leur non chute.

Caissons des Générateurs de Vapeur, cloisons feu sodium et passerelles

Les caissons des Générateurs de Vapeur 1 et 3 sont des équipements d'origine qui ont subi des modifications et des renforcements afin qu'ils résistent aux efforts dus au séisme, aux RTV (rupture de tuyauteries vapeur haute énergie qui est un événement désormais exclu depuis l'arrêt du réacteur) et aux feux sodium par ajout d'un cloisonnement en partie sud. Le Générateur de Vapeur 2 est resté en l'état et mis à l'arrêt lors du passage en fonctionnement de 2 boucles sur 3.

Les caissons ont été réétudiés lors de la réévaluation sismique de la centrale. Le matériel a fait l'objet d'une analyse de comportement multi-spectral en utilisant des modèles globaux "Caisson et Cloisons Feu Na". Deux réponses ont été calculées, l'une pour le séisme proche et l'autre pour les séismes lointains. Les spectres correspondant à un amortissement structurel de 4% sont utilisés.

Concernant les passerelles, la nécessité d'introduire un découplage sismique entre les Générateurs de Vapeur et le bâtiment a conduit à la modification de plusieurs points d'ancrage de la passerelle sur les caissons. Des calculs multi-spectraux ont également été effectués.

Les critères retenus sont ceux du code de dimensionnement CM66 et de son additif 80, qui sont bien adaptés à ce type de matériel dont la structure principale est composée de poutres. Les critères de ce code permettent d'assurer la protection vis-à-vis des modes de ruine par déformation excessive et instabilité plastique et de se prémunir également des risques de flambage. Les critères utilisés permettent d'assurer la stabilité et la localisation des structures.

Unité de levage de la Cellule des Eléments Irradiés (CEI)

L'unité de levage actuellement présente au 30 juin 2011 est en cours de remplacement. La CEI ne contient, au 30 juin 2011, qu'une aiguille. Il n'y sera pas introduit de nouveaux assemblages irradiés avant l'évacuation de l'unité de levage actuellement en place. Cette unité de levage est vouée à être évacuée prochainement et sa tenue au séisme n'est donc pas abordée dans le cadre de la présente évaluation.

3.1.3. Conformité des installations

L'organisation générale de l'exploitant pour assurer la conformité et le bon état des installations de la centrale est basée sur le contrôle permanent ou périodique de certaines caractéristiques des principaux bâtiments et matériels afin qu'à tout moment soit acquise la meilleure connaissance possible de leur aptitude à réaliser les fonctions pour lesquelles ils ont été conçus.

Ce suivi de la conformité des installations se fait :

- par la surveillance permanente ou périodique de certains paramètres dans diverses conditions de fonctionnement de la centrale,
- par des tests programmés de matériels ne fonctionnant pas en permanence,
- par des contrôles au cours des opérations d'entretien de dépannage ou d'entretien systématique,
- par des contrôles réglementaires,
- par la vérification de l'absence d'impact des modifications sur la tenue au séisme des équipements et bâtiments.

3.1.3.1. Surveillance de certains paramètres

Pour ce qui concerne les équipements essentiels et les bâtiments les abritant, sont notamment surveillés :

- l'étanchéité des circuits sodium et notamment l'étanchéité de la cuve principale, du barillet de stockage des éléments combustibles et des principaux réservoirs de sodium,
- l'étanchéité des circuits de gaz de couverture des principales capacités sodium,
- la participation au confinement du Bâtiment Réacteur qui fait l'objet d'un essai mensuel de taux de fuite en utilisant l'installation de ventilation,
- l'intégrité dimensionnelle par des suivis de températures et de déplacements, notamment des thermocouples surveillent les températures de la cuve d'enceinte primaire, de la dalle, du toit, de la cuve principale et de la cuve double enveloppe. De même, la température du barillet est surveillée.

3.1.3.2. Tests programmés de matériels

Des contrôles et essais périodiques sont prévus pour les éléments importants pour la sûreté. Les différentes fonctions de sûreté sont concernées (confinement, maîtrise de la réactivité, fonctions support).

Les principaux équipements sur lesquels portent des contrôles et essais périodiques sont : les systèmes de détection de fuite, les soupapes, les systèmes de piégeage de radioactivité des effluents gazeux, l'étanchéité à l'eau de l'enveloppe des bâtiments, les secours en alimentation électrique, les moyens de chauffage / refroidissement, les moyens de détection et de lutte contre l'incendie, les moyens de détection de séismes, les moyens de communication et de gestion de crise, les protections des installations électriques.

3.1.3.3. Contrôles au cours des opérations d'entretien

Au cours des opérations de dépannage ou d'entretien systématique un certain nombre de contrôles sont exécutés :

- mesures mécaniques (dimensions, vibrations,...),
- mesures électriques,
- contrôles radiographiques,
- analyse d'huiles,
- etc...

Ces contrôles renseignent sur l'état des matériels examinés et sur ceux qui leur sont semblables.

En particulier, les opérations portant sur des équipements importants pour la sûreté sont suivies d'essais de requalification permettant de s'assurer, de la conformité fonctionnelle de ces équipements.

3.1.3.4. Contrôles réglementaires

Les contrôles périodiques des appareils à pression de gaz ou de vapeur sont effectués conformément aux textes réglementaires en vigueur.

Les installations électriques et les moyens de levage font également l'objet de contrôles réglementaires.

3.1.3.5. Assurance de la qualité

Une organisation est mise en place par la Centrale pour obtenir et maintenir la qualité des éléments importants pour la sûreté, et d'une façon générale, satisfaire aux prescriptions réglementaires définies dans l'Arrêté Qualité du 10 août 1984.

3.1.3.6. Gestion des modifications

Les modifications qui peuvent être apportées aux bâtiments ou équipements essentiels de l'installation font l'objet d'un dossier qui justifie, entre autres, de l'acceptabilité de l'impact de ces modifications sur la sûreté de l'installation en général et notamment sur la tenue structurelle des ouvrages concernés de l'installation.

3.1.3.7. Réévaluation de sûreté

La Centrale a fait l'objet d'une réévaluation de sûreté majeure de 1994 à 2003. Au cours de ce réexamen, le diagnostic détaillé des ouvrages a été mené en deux étapes successives :

- une campagne de travaux d'expertise sur les ouvrages existants, afin de connaître leur état, d'en apprécier leurs caractéristiques et leur durabilité (non-vieillesse) et de confirmer les données d'étude pour les calculs de justification menés lors de la réévaluation,
- une étape de calcul (dynamique et statique) de vérification des structures aux différentes sollicitations afin d'identifier les besoins de mise à niveau.

Des travaux d'expertise sur l'installation ont été menés dans les différents domaines suivants :

- vérification de la conformité de l'ouvrage à la documentation existante,
- détermination des propriétés mécaniques des matériaux mis en œuvre sur les ouvrages en tenant compte de leur état réel (durabilité et non vieillissement),
- vérification des dispositions constructives importantes vis-à-vis du comportement sismique des ouvrages.

3.2. EVALUATION DES MARGES

3.2.1. Démarche analytique

3.2.1.1. Bâtiments

3.2.1.1.1. *Méthode d'évaluation des marges sur les bâtiments*

Le dimensionnement parasismique de l'installation rénovée a été effectué pour un niveau de séisme de référence défini par une famille de spectres de réponse (voir paragraphe 3.1). Le niveau de séisme au delà duquel il peut se produire une forte discontinuité dans le comportement de l'installation, c'est-à-dire un effet falaise, est obtenu en multipliant le niveau de séisme de référence par un coefficient appelé "facteur global de marge". Le facteur global de marge est par conséquent le coefficient multiplicateur maximal du niveau de séisme de référence qui est compatible avec un état global des équipements, éléments structuraux et ouvrages permettant de satisfaire à l'exigence de comportement du bâtiment.

Le facteur de marge global est défini comme étant le produit de facteurs de marge élémentaires. Les facteurs de marge élémentaires considérés dans la présente évaluation résultent de l'examen des codes et des méthodes utilisées lors du dimensionnement et du réexamen de sûreté des ouvrages de l'installation, et leur pertinence est communément admise. Ces facteurs peuvent par exemple résulter :

- de la marge vis-à-vis des critères de dimensionnement. Dans le cas d'un ouvrage en béton armé, cette marge peut par exemple découler de la part des sections d'armatures, lorsqu'elle existe, qui n'est pas utilisée pour satisfaire aux critères de dimensionnement fixés par les codes,
- des conservatismes des méthodes utilisées pour satisfaire aux critères de dimensionnement fixés par les codes. Dans le cas d'un ouvrage en béton armé, cette marge peut par exemple résulter de la non-prise en compte de la contribution du béton tendu à la résistance et, plus généralement, du fonctionnement réel du béton armé. Dans le cas d'une charpente métallique, elle peut par exemple résulter de l'utilisation de formules réglementaires enveloppes lors de la vérification de l'absence de risque de ruine par instabilité par flambement. L'utilisation de composantes de sollicitations non concomitantes lors de vérification des critères se traduit également par une marge,
- d'éléments susceptibles d'intervenir dans la résistance des ouvrages, partiellement ou non pris en compte lors de l'évaluation de la capacité de résistance : il s'agit par exemple des tôles métalliques continues de cuvelage présentes dans certains éléments structuraux ou encore de panneaux de murs de façades de certains bâtiments,
- de la méthode de prise en compte de l'interaction sol-structure lors de l'analyse dynamique : il a par exemple été considéré un coefficient de sécurité de deux sur la valeur de l'amortissement radiatif du sol bien que la prise en compte de la stratigraphie du sol permettait de s'en dispenser,
- de l'enfouissement des infrastructures de certains bâtiments : les spectres en champ libre ont en effet été appliqués au niveau de la base des infrastructures des bâtiments concernés,
- de la représentation de l'action sismique par des chargements pseudo-statiques lors du calcul des sollicitations dans les ouvrages. Ces chargements peuvent conduire à des torseurs de sollicitations supérieurs à ceux issus de l'analyse sismique et par conséquent introduire des marges,
- des caractéristiques réelles des matériaux de construction qui peuvent être plus importantes que celles considérées lors de la vérification des critères de dimensionnement,
- des sur-résistances résultant des conservatismes et coefficients de sécurité présents dans les codes,
- de la capacité des structures à dissiper l'énergie par un comportement hystérétique ductile et/ou par d'autres mécanismes,
- etc.

Les facteurs de marges retenus sont les suivants :

1) Le facteur de marge lié à la ductilité de la structure

Ce facteur de marge, appelé coefficient de comportement, est utilisé dans les textes normatifs tels que les règles PS92 ou l'Eurocode 8 pour tenir compte de la capacité des structures à dissiper l'énergie par un

comportement hystérétique ductile et/ou par d'autres mécanismes. La valeur minimale de ce facteur fixée par l'Eurocode 8 est de 1,5. Cette valeur peut cependant être plus importante dès lors que les structures comportent certaines propriétés de régularité et des dispositions constructives adaptées, et respectent certains principes de dimensionnement décrits dans la réglementation.

Dans le cadre de la présente évaluation, les valeurs retenues pour ce facteur sont les suivantes :

- 2,0 pour les structures en béton armé contreventées par des voiles,
- 1,5 pour les structures en béton armé contreventées par des portiques,
- 2,0 pour les charpentes métalliques.

A l'exception des structures contreventées par des portiques en béton armé, les valeurs retenues sont un peu plus importantes que la valeur minimale figurant dans les textes normatifs :

- pour les charpentes métalliques, les renforcements réalisés lors de la rénovation ont complété et amené les dispositions constructives à un niveau supérieur à celui des codes de construction non parasismiques, parfois même à celui des codes de construction parasismiques. Par ailleurs, le retour d'expérience a montré le bon comportement au séisme des charpentes métalliques dont le système de contreventement est bien conçu, ce qui est le cas des charpentes métalliques présentes dans la centrale ;
- pour les structures contreventées par un système de grands voiles en béton armé, la robustesse des voiles épais et correctement armés présents dans les bâtiments leur confère une résistance plus importante que celle qui a été évaluée lors de la réévaluation.

2) Le facteur de marge résultant des spectres utilisés

Le spectre EdF enveloppe les spectres des SMHV lointains et le rapport entre le spectre EdF et le spectre enveloppant les spectres des SMHV lointains est variable en fonction de la fréquence. Lorsque le spectre EdF est dimensionnant, ce rapport constitue un facteur de marge. Sa valeur est au minimum de 1,2 entre les fréquences 1 et 3 Hz.

Lorsque le spectre proche forfaitaire est dimensionnant, un facteur de 1.5 est pris en compte. C'est le facteur proposé par le groupe d'experts mobilisé pour la présente évaluation complémentaire de la sûreté, pour tenir compte du fait que les séismes proches ne sont pas endommageant pour les structures

3) Le facteur de marge lié relatif à la quantité d'acier surabondante par rapport à celle nécessaire pour assurer la résistance dans le domaine élastique

C'est le rapport entre la quantité d'acier présente dans les ouvrages et la quantité théorique calculée pour assurer la résistance dans le domaine élastique. En particulier, la tôle métallique de cuvelage présente dans les infrastructures n'a pas été prise en compte en totalité lors de l'évaluation de la résistance des parois concernées. Elle représente une quantité d'acier importante et, par conséquent, une sur-résistance significative.

Les valeurs de facteur de marge retenues sont :

- 2 pour l'infrastructure du bâtiment réacteur où la tôle de cuvelage est en capacité équivalente à la quantité d'acier prise en compte. Par ailleurs, la quantité de ferrailage présente est nettement supérieure (facteur 1,5 à 2) dans de très nombreuses zones à la quantité requise en SMHV,
- 1,5 pour l'infrastructure du bâtiment des Générateurs de Vapeur pour laquelle la participation de la tôle de cuvelage a été prise en compte de manière très partielle, et des calculs récents dans la configuration démantèlement montrent que la contribution de cette tôle à la résistance n'est pas nécessaire pour équilibrer les efforts sous SMHV. La capacité des tôles de cuvelage du bâtiment des générateurs de vapeur est équivalente à celle du bâtiment réacteur,
- 1,1 pour la salle des machines pour laquelle la détermination de ce facteur a fait l'objet d'une étude particulière.

4) Le facteur de marge lié à l'interaction sol-structure et à l'enfouissement

Il englobe l'ensemble des conservatismes liés aux modalités de prise en compte de l'interaction sol-structure.

Ces conservatismes concernent l'effet de l'enfouissement qui comprend le fait d'une part que l'excitation sismique à 15 m de profondeur est plus faible qu'au niveau du sol, et que, d'autre part, les surfaces en contact avec le sol dissipent de l'énergie. Par ailleurs l'amortissement de calcul est relativement conservatif par rapport à l'amortissement radiatif effectif. Ce dernier facteur de marge est à mettre aussi en parallèle avec le conservatisme introduit par la réduction arbitraire d'un facteur deux de l'amortissement radiatif alors que la stratigraphie du sol a été prise en compte. Ce facteur englobe également le caractère non linéaire du sol qui conduit à une raideur plus faible au fur et à mesure que le niveau sismique augmente (effet de la distorsion).

Les valeurs retenues dans la présente évaluation de facteurs de marge sont :

- 1,5 pour l'infrastructure commune au Bâtiment Réacteur et au Bâtiment Manutention Nord car le radier se trouve à -15 m,
- 1.3 pour l'infrastructure du Bâtiment des Générateurs de Vapeur et de la Salle des Machines dont le radier se trouve à -10 m,
- 1,1 pour l'infrastructure du Bâtiment des Circuits Annexes pour laquelle les semelles ou le radier se trouvent à -6.2 m et les voiles reprennent la poussée des terres entre -3. m et le niveau 0.

5) Le facteur de marge lié à la réduction des chargements

De nombreux circuits ont été vidangés, et certains équipements ont été démontés dans le Bâtiment des Générateurs de Vapeur et la Salle des Machines, ce qui réduit la masse excitée en situation sismique. Un facteur de 1,1 a été pris en compte.

6) Le facteur de marge lié aux études de sensibilité

Lorsque de nombreuses études de sensibilité ont été effectuées, la démarche peut avoir conduit à retenir des configurations très enveloppes et statistiquement non réalistes par rapport à la réalité et aux comportements probables.

Cela concerne par exemple l'effet des modes locaux sur la superstructure du Bâtiment Réacteur, dont la prise en compte a conduit à supposer une multiplication des accélérations par deux. Dans ce cas, un facteur de conservatisme de 1,2 a été retenu.

Pour les superstructures du Hall des Manutentions Nord et du Hall des Manutentions Sud (zone Ouest), les panneaux préfabriqués en béton des façades ont été considérés avec une raideur élevée dans l'analyse dynamique, ce qui a conduit à surestimer la fréquence du bâtiment et donc les accélérations sismiques, et avec une raideur réduite pour l'analyse de la résistance, ce qui a conduit à maximiser les efforts dans la charpente métallique. Cette approche très conservative conduit à retenir un facteur de 1,2.

7) Le facteur de marge lié au fait que les renforcements mis en place ont été volontairement surdimensionnés

Les renforcements ont été volontairement surdimensionnés et il existe des marges de résistance dans les éléments structuraux non renforcés. La quantification de la marge correspondante nécessitant une analyse très détaillée, elle n'a pas été valorisée dans le cadre de la présente évaluation.

8) Le facteur de marge lié à la méthodologie de calcul utilisée

La méthodologie d'étude a consisté à représenter l'action du séisme par un chargement pseudo-statique équivalent. Ce chargement est toujours pris dans le sens de la sécurité et la comparaison des efforts de coupure montre un excès d'effort compris typiquement entre 10 et 20%. Un facteur de 1,1 a été retenu pour l'ensemble des bâtiments sauf pour la partie est du hall des Manutention Sud et pour la cheminée pour lesquelles une autre méthodologie de calcul a été utilisée.

Pour la superstructure de la Salle des Machines, les spectres ont été déterminés au niveau de la liaison avec l'infrastructure. Un spectre enveloppe des spectres calculés aux différents points de calcul a été retenu pour réaliser l'analyse dynamique de la superstructure. Cette méthode introduit un conservatisme qui a été étudié et qui peut aller jusqu'à majorer les efforts de 40%, un facteur de 1,3 a été retenu.

9/ Autres sources de marges

De nombreux autres facteurs de marge auraient pu être évalués et pris en compte :

- les caractéristiques des matériaux retenus pour le béton armé sont des valeurs conventionnelles minimales. Les tests effectués sur le béton utilisé montrent en général que la résistance à la compression est de l'ordre de 40 MPa pour une valeur de 25 MPa retenue dans les analyses, cette valeur de 25 MPa étant de plus divisée par un coefficient de sécurité supérieur à 1,15
- les caractéristiques des aciers retenues sont des caractéristiques minimales, les caractéristiques moyennes sont 10 à 20% plus élevées ;
- la résistance du béton à la traction a été négligée.
- les niveaux d'amortissement retenus sont des valeurs basses et ces dernières augmentent avec les niveaux de sollicitation dans les structures.

La compatibilité des facteurs de marge utilisés avec les exigences de sûreté des bâtiments et en particulier avec l'exigence de supportage des équipements est examinée ci-après.

Les équipements essentiels dont les structures de génie civil doivent assurer le supportage sont le bloc réacteur, le barillet, les réservoirs de stockage sodium, les pièges froids. Tous ces équipements sont principalement posés sur les planchers et ancrés dans les dalles.

De même les gros équipements qui pourraient, en cas de chute, agresser les équipements essentiels, tels les ponts roulants, sont sur des voies de roulement en acier ancrées sur des corbeaux.

Pour les bâtiments concernés et compte tenu du fonctionnement de leur système de contreventement et de la position des équipements, leur déformation prévisible reste compatible avec l'exigence de supportage de ces équipements.

Les facteurs de marge pris en compte dans les analyses mécaniques servent à couvrir des dispersions sur les paramètres de calcul.

Le conservatisme des approches sert également à couvrir un certain nombre d'incertitudes (au sens de la dispersion des valeurs possibles), aussi les facteurs de marge ont été choisis volontairement faibles de manière à assurer la couverture d'un certain niveau d'incertitude.

3.2.1.1.2. Résultats

Infrastructure Bâtiment Réacteur-Hall des Manutentions Nord

Le spectre EdF a été retenu.

Par rapport aux critères, le ferrailage existant présente des marges comprises entre 1 et 1,5 selon les endroits.

Les différents facteurs de marge sont :

- le facteur de marge vis-à-vis des critères de dimensionnement, qui provient du ferrailage surabondant et de la présence de la tôle de cuvelage. Une valeur de 2 est retenue pour ce facteur de marge ;
- le facteur de marge sur l'interaction sol-structure, qui provient de la division par deux des amortissements radiatifs alors que la stratigraphie du sol est prise en compte, et de l'enfouissement du bâtiment ;
- le facteur de marge lié à la méthode de calcul, qui résulte du transfert des chargements sismiques du modèle 3D filaire au modèle 3D détaillé ;

- le facteur de marge lié au comportement réel du bâtiment.

Il convient de noter que le conservatisme dû à la non prise en compte de l'enfouissement au stade de la réévaluation antérieure se retrouve dans les spectres de plancher au niveau des équipements et un facteur de marge pour les équipements peut être utilisé.

Le produit des facteurs de marge est égal à 7,9.

Infrastructure du Bâtiment des Générateurs de Vapeur

Le comportement dynamique de l'infrastructure est pratiquement monomodal avec des modes propres aux alentours de 7 Hz avec des masses effectives représentant plus de 60% de la masse totale.

Les amortissements modaux obtenus lors des études effectuées au cours de la réévaluation (pour une configuration très différente de la configuration après travaux) sont élevés, aux alentours de 20% après réduction de l'amortissement radiatif et ce aussi bien pour les modes de translation que pour les modes de rotation.

Pour les fréquences obtenues et compte tenu de la plage de variation de la rigidité du sol prise en compte, le séisme proche (forfaitaire RFS81) conduit à des accélérations importantes, réduites par l'amortissement important de ces modes.

De la même manière que pour le bâtiment Réacteur, un facteur de marge est lié à l'interaction sol-structure (effet de l'enfouissement, réduction de l'amortissement radiatif).

La tôle de cuvelage a été partiellement prise en compte dans l'évaluation de la résistance. Son épaisseur est de 5 mm dans les voiles et de 10 mm dans le radier. Un facteur de marge est donc lié à la prise en compte de la tôle de cuvelage dans la capacité de résistance.

Un facteur de marge est lié au comportement réel du bâtiment.

Un facteur de marge est lié à l'application d'un chargement pseudo-statique équivalent.

Le produit des facteurs de marge est égal à 6,4, et un facteur de marge supplémentaire de 1,3 s'applique aux équipements situés dans l'infrastructure du bâtiment des Générateurs de Vapeur lié à l'utilisation de spectres de plancher conservatifs.

Infrastructures du bloc Nord du Bâtiment des Circuits Annexes

Les fréquences propres obtenues sont moyennes à élevées ce qui place le bloc pratiquement au pic du spectre du séisme proche. Le faible nombre de modes dénote d'un caractère quasi monomodal et un comportement monolithique.

Les amortissements modaux obtenus, supérieurs à 10 %, montrent que l'effet de l'amortissement radiatif est important.

Le bloc après renforcement peut-être considéré comme régulier et bien contreventé, avec des contreventements redondants et une capacité significative de redistribution des efforts dans l'infrastructure.

Les masses des équipements sont faibles par rapport à la masse de l'infrastructure, la répartition des masses peut donc être considérée comme régulière aussi.

Le fait de passer par un chargement pseudo-statique équivalent introduit un facteur de marge.

Un facteur de marge est lié à la dissipation d'énergie des murs enterrés, il est pris à une valeur relativement faible.

Un facteur de marge est lié à l'aspect conservatif du séisme proche qui pilote les analyses pour cette structure.

Le produit des facteurs de marge est égal à 3,6.

Infrastructure des blocs Médian et Sud du Bâtiment des Circuits Annexes

Les fréquences propres sont supérieures à 3 Hz avec des modes prépondérants autour de 5 et 6 Hz. Les accélérations retenues au niveau de l'infrastructure sont celles du séisme proche.

Les infrastructures sont régulières en raideur et en géométrie. Les structures en béton sont ductiles, ce qui introduit un facteur de marge, les calculs ayant été fait en élastique sans coefficient de comportement.

Le conservatisme du traitement de l'interaction sol-structure et de l'enfouissement introduit un facteur de marge.

Le chargement enveloppe utilisé pour analyser la résistance des éléments de structure introduit également un facteur de marge.

Le produit des facteurs de marge est égal à 3,6.

Superstructure du Bâtiment Réacteur

La fréquence propre de la superstructure est proche de 5 Hz pour l'hypothèse haute de sol, cette fréquence est proche du pic du spectre SMHV de référence. C'est le séisme lointain qui est dimensionnant. Le séisme EdF, qui est plus élevé que les séismes SMHV II.1 et II.2, a été pris en compte.

Les fréquences propres des façades ont été déterminées avec un module d'Young de béton nominal (non fissuré) et sont proches de la fréquence propre de la superstructure, ce qui conduit à des hypothèses d'accélération importantes. Le risque d'une telle résonance est faible et devrait disparaître dès apparition de la fissuration du béton des panneaux ou des poteaux. Ces structures travaillent en flexion et ont des capacités de déformation importantes et ce compte tenu des renforcements importants réalisés concernant notamment les dispositions constructives. La superstructure est très régulière en géométrie et en masse, et de plus hyperstatique.

Le transfert du chargement à partir du modèle brochette sur le modèle 3D détaillé introduit un facteur de marge.

Le produit des facteurs de marge est égal à 2,4.

Superstructure du Hall des Manutentions Nord

Dans le sens est-ouest, le comportement est de type portique avec une fréquence autour de 1,9 Hz. Cette fréquence résulte des renforcements qui ont modifié de manière significative la raideur dans cette direction et conduit à augmenter la valeur de cette fréquence de 1,15 Hz à 1,9 Hz. La fréquence propre dans le sens nord-sud est de l'ordre de 2,7 Hz.

Le bâtiment est régulier en masse et moins régulier en raideur du fait de la présence dans la direction est-ouest des panneaux préfabriqués en béton sur une de ses façades. Cependant les contreventements métalliques nombreux dans cette direction rétablissent une bonne régularité d'ensemble.

Les renforcements effectués sont significatifs et bien répartis. Ils prennent de plus en compte un facteur de marge explicite lors du dimensionnement de 1,2 (les efforts ont été majorés de 20% pour dimensionner les renforcements des ancrages des pieds de poteaux).

La structure résistante est essentiellement constituée de charpente métallique. Elle est bien contreventée et a des capacités de déformation importantes. Les nœuds de liaison et les assemblages ont fait l'objet de renforcements. La structure est de plus hyperstatique.

Compte tenu des valeurs des fréquences des modes fondamentaux, la prise en compte du spectre EdF donne un facteur de marge significatif.

La définition d'un chargement pseudo-statique équivalent introduit également un facteur de marge.

Les nombreuses études de sensibilité conduisent également à considérer un facteur de marge supplémentaire spécifique, en particulier le fait de maximiser la raideur en dynamique et de considérer une raideur réduite des panneaux lors de l'évaluation de la résistance, constitue un facteur de marge important.

Le produit des facteurs de marge est égal à 3,2.

Superstructure du Bâtiment des Générateurs de Vapeur

La fréquence de la superstructure est aux alentours de 1.5 Hz. C'est donc le séisme lointain qui est dimensionnant.

Les travaux de renforcement ont conduit à consolider le contreventement du bâtiment et à renforcer les pieds de poteaux, les nœuds de liaison et les assemblages.

Le bâtiment peut être considéré comme ayant de bonnes dispositions constructives et une grande capacité de déformation.

Les chargements à prendre en compte, en particulier les masses à considérer pour évaluer la réponse au séisme, ont diminué sensiblement depuis la réévaluation sismique.

Le fait d'utiliser un chargement pseudo-statique introduit un facteur de marge.

Un facteur de marge est lié à l'utilisation du spectre EdF (qui enveloppe les spectres de site de la réévaluation).

Le produit des facteurs de marge est égal à 2,9.

Superstructure du bloc Nord du Bâtiment des Circuits Annexes

Les fréquences propres sont de 4,8 Hz dans le sens longitudinal nord-sud et 2,7 Hz dans le sens transversal.

Le spectre EdF est dimensionnant et, comme expliqué précédemment, il en résulte un facteur de marge.

La superstructure est en charpente métallique. Sa géométrie est régulière en géométrie et elle est correctement contreventée. Elle a donc une bonne capacité de déformation.

Enfin le fait de représenter l'action du séisme par un chargement pseudo-statique équivalent introduit un facteur de marge supplémentaire.

Le produit des facteurs de marge est égal à 2,6.

Autres bâtiments pouvant impacter les bâtiments essentiels (hall manutention sud, cheminée, bloc sud et bloc médian du bâtiment des annexes, salle des machines)

Hall des Manutentions Sud

Un modèle 3D détaillé est utilisé pour étudier le comportement dynamique. Les panneaux préfabriqués en béton ont une raideur importante dans le calcul dynamique de référence dont les résultats ont été directement exploités pour déterminer les sollicitations dans les éléments de structure sans passer par un chargement pseudo-statique équivalent. Un second calcul, sans participation cette fois des panneaux préfabriqués en béton à la rigidité d'ensemble, a été effectué et a donné des efforts qui dépassent de moins de 50% les limites admissibles. Pour les pieds de poteaux, cette augmentation a été prise en compte, mais, pour le reste de la structure, ces dépassements n'ont pas conduit à des renforcements supplémentaires car compatibles avec la ductilité de la structure. Le facteur de marge lié au principe de prise en compte des panneaux a donc été fixé à 1,1.

Le bâtiment peut être considéré comme ayant de bonnes dispositions constructives et une grande capacité de déformation.

Le produit des facteurs de marge est égal à 2,2.

Pour la partie ouest du bâtiment, qui est une structure de plus faibles dimensions qui abrite des ateliers et des bureaux (la toiture en béton armée étant située à une hauteur d'environ 13,00 m est susceptible d'agresser le bâtiment des Manutentions Nord). Un coefficient de comportement a été pris en compte lors de la réévaluation sismique et aucun facteur de marge lié à la ductilité de la structure n'est donc retenu. Le séisme proche est dimensionnant pour cette structure et un facteur de marge de 1,5 est donc retenu. Comme pour le Hall des Manutentions Nord, les panneaux préfabriqués en béton ont été considérés avec une raideur élevée dans le calcul du comportement dynamique et avec une raideur négligeable dans l'analyse de la résistance, le facteur de marge lié à cette méthodologie a été évalué à 1,2. Pour le calcul de ce bloc de bâtiment, un chargement pseudo-statique équivalent a été appliqué pour représenter l'action sismique lors de l'analyse de la résistance.

Le produit des facteurs de marge est égal à 2.

Cheminée

La cheminée a fait l'objet de calculs aux éléments finis où elle est représentée par une poutre pour l'analyse dynamique, et par des éléments de coque pour l'analyse de sa résistance. Elle est justifiée en considérant que le béton est fissuré. Avec cette hypothèse, ses fréquences propres varient de 0,6 à 2,7 Hz.

Les dispositions constructives de ferrailage sont bonnes.

L'utilisation du spectre EdF conduit à un facteur de marge de 1,2.

Un facteur de marge important est lié à la ductilité de la cheminée : la plastification des aciers permet de réduire les fréquences de la cheminée. La fréquence du deuxième mode est plus faible que la fréquence du pic du spectre. A la fréquence de 0,6 Hz le spectre de site a une accélération de 0,06 g. Pour un tel niveau d'accélération, la stabilité de la cheminée ne peut être qu'assurée.

Le produit des facteurs de marge est égal à 1,8.

Superstructure des blocs Médian et Sud du Bâtiment des Annexes.

Le comportement dynamique est étudié en utilisant des modèles 3D filaire de type « brochette » ou 3D détaillé.

Les fréquences propres sont basses, autour de 3 Hz pour les superstructures.

Le bâtiment peut être considéré comme ayant de bonnes dispositions constructives et une grande capacité de déformation.

Un chargement pseudo-statique équivalent à l'action sismique est déduit de l'analyse dynamique et appliqué sur un modèle 3D détaillé.

Le séisme lointain, représenté par le spectre EdF, est dimensionnant. L'utilisation du spectre EdF introduit un facteur de marge.

Le produit des facteurs de marge est égal à 2,6.

Superstructure de la Salle des Machines

L'analyse dynamique de la superstructure a été effectuée en utilisant un modèle 3D détaillé. L'action du séisme a été représentée par les spectres transférés au niveau supérieur de l'infrastructure où s'appuie la superstructure. La comparaison de cette méthode par rapport à un calcul global de l'ensemble constitué par l'infrastructure et la superstructure donne un facteur de marge allant jusqu'à 1,4 suivant les directions et les zones.

Le bâtiment est relativement régulier en élévation et, du fait de l'évacuation des matériels qu'il contient (turbine), les charges sont en nette diminution.

Les critères de dimensionnement sont respectés avec un facteur de marge d'environ 1,1. Les pieds de poteaux ont été renforcés également avec des marges.

La superstructure est constituée de charpentes métalliques bien contreventées, ce qui lui confère une grande capacité de déformation. Cela a été pris en compte sous forme d'un coefficient de ductilité dans les études.

Le produit des facteurs de marge est égal à 1,6.

Infrastructure de la Salle des Machines

L'infrastructure de la Salle des Machines est une structure en béton armé contreventée par des voiles et des portiques. Elle est en partie enterrée, le niveau du radier se trouvant à -10 m. Un facteur de marge est donc pris en compte lié à l'interaction sol-structure et l'enfouissement de manière cohérente avec les infrastructures du Bâtiment Réacteur et du Bâtiment des Générateurs de Vapeur : la valeur de 1,3 est retenue. De nombreuses études de sensibilité ont été effectuées pour analyser les effets des remblais situés sous le radier sur les poteaux qui se prolongent sous ce dernier. Les situations les plus pénalisantes ont été en final retenues, malgré les conservatismes présents dans les hypothèses considérées. Un facteur de marge de 1,2 est retenu pour tenir compte de ces conservatismes.

La méthodologie de calcul, basée la représentation de l'action sismique par un chargement pseudo-statique équivalent, a été appliquée et conduit à un facteur de marge de 1,1.

Lors de la réévaluation, un coefficient de comportement a été considéré afin de tenir compte de la ductilité de la structure. Aucun facteur de marge lié à la capacité plastique de la structure n'est donc retenu.

Le produit des facteurs de marge est égal à 1,7.

3.2.1.1.3. Synthèse des facteurs de marge pour les bâtiments

	Désignations des bâtiments	Ductilité	Caractère enveloppe séisme proche ou spectre EdF	Réserve due au cuvelage ou capacité excédentaire	Enfouissement	Réduction chargements	Etudes de sensibilité	méthode de calcul	Robustesse globale
Fonction de supportage d'équipements de sûreté	Infrastructure commune BR HMN	2,0	1,2	2,0	1,5			1,1	7
	Infrastructure Bât GV	2,0	1,5	1,5	1,3			1,1	6
	Infrastructure Bloc Nord Bât annexes	2,0	1,5		1,1			1,1	3,5
Fonction de supportage dont la chute est exclue	Superstructure Hall Réacteur	1,5	1,2				1,2	1,1	2
	Superstructure Hall Manutention Nord (HMN)	2,0	1,2				1,2	1,1	3

	Désignations des bâtiments	Ductilité	Caractère enveloppe séisme proche ou spectre EdF	Réserve due au cuvelage ou capacité excédentaire	Enfouissement	Réduction chargements	Etudes de sensibilité	méthode de calcul	Robustesse globale	
	Superstructure Bât GV	2,0	1,2			1,1		1,1	2,5	
	Superstructure Bloc Nord	2,0	1,2					1,1	2,5	
Bâtiment missile sur autre bâtiment	Hall Manutention Sud	2,0					1,1		2	
	Cheminée	1,5	1,2						1,8	
	Bloc Sud et Médian Bât des circuits annexes superstructure	2,0	1,2					1,1	2,5	
	Salle de Machines superstructure			1,1		1,1		1,3	1,5	
	Infrastructure annexe Bloc Sud et médian	2,0	1,5		1,1			1,1	3,5	
	Infrastructure salle des machines					1,3		1,2	1,1	1,7
	HMS zone ouest		1,5					1,2	1,1	2

Tableau 1 : Synthèse des facteurs de marge sur les bâtiments

3.2.1.2. Equipements

3.2.1.2.1. Méthode d'évaluation des marges pour les équipements

Comme pour les bâtiments, la marge globale des équipements est appréciée par l'intermédiaire du produit d'un certain nombre de facteurs de marge liés aux différents conservatismes présents dans les méthodes utilisées lors de l'analyse du comportement sismique des équipements.

Facteurs de marge liés au code de dimensionnement

Un premier facteur est la marge par rapport au critère de dimensionnement qui intègre :

- la prise en compte de la contribution du séisme dans le paramètre de dommage,
- le cumul des chargements concomitants réalistes,
- la prise en compte de la température réaliste sur les caractéristiques des matériaux,
- les marges liées aux méthodes basées sur la prise en compte d'efforts enveloppes et/ou des accélérations du pic des spectres.

Un deuxième facteur est la marge prise par le code de dimensionnement vis-à-vis de la défaillance. Les critères des codes employés pour les vérifications des équipements permettent d'assurer la protection des matériels vis-à-vis des modes de ruine par déformation excessive et instabilité plastique :

- le CM66 pour le calcul des charpentes se base sur la limite élastique des matériaux pour le séisme.
- les codes RCC donnent trois niveaux de critères, en fonction des exigences de sûreté :
 - niveau A avec comportement élastique de la structure,
 - niveau C avec comportement élastique de la structure,
 - niveau D avec incursion dans le domaine plastique autorisée.

Les analyses réglementaires sont faites avec les caractéristiques minimales des matériaux. Les matériaux des matériels sont des aciers ferritiques de types E24 et A42 et des aciers inoxydables de types 304 et 316 dont la ductilité permet de dépasser les limites de dimensionnement bien avant l'apparition de désordre important.

Un troisième facteur est la marge entre les caractéristiques minimales des matériaux et les caractéristiques moyennes soit 1,1 pour la limite à la rupture des aciers.

De manière générale, lorsqu'un équipement vérifie les critères de dimensionnement, un facteur de marge minimal existe. Les facteurs de marge pris en compte pour les analyses sont :

- 1,5 lorsque les critères de niveau D du RCCM-R ou équivalent sont utilisés,
- 2 si le dimensionnement se base sur un comportement élastique (CM66, critères de niveau A ou C du RCCM-R ou équivalent).

Pour les ancrages et les assemblages, le respect des critères des normes de dimensionnement conduit de plus à des facteurs de marge supplémentaire de 2 pour les chevilles et la boulonnerie.

Facteurs de marge liés au comportement ductile des équipements

Des marges complémentaires peuvent aussi être valorisées dans :

- les paramètres de dommage retenus,
- le caractère dynamique des chargements sismiques par rapport aux chargements statiques (risque de flambage par exemple),
- l'aspect hyperstatique des structures et les capacités de redistribution.

Lorsque les matériels ont été conçus parasismiques, c'est-à-dire en considérant un chargement horizontal, lors de leur dimensionnement, il en résulte également des marges.

Des marges sont également liées aux analyses élastiques réalisées avec prise en compte d'un amortissement réglementaire réaliste. Une augmentation des contraintes dans la structure s'accompagne d'une augmentation de l'amortissement réduit qui, pour les structures métalliques, est de l'ordre de 7 à 10% lorsque la limite élastique est dépassée.

Des coefficients de comportement par rapport à la ductilité des matériels peuvent être appliqués au chargement sismique en fonction du type d'équipement analysé. Les coefficients de comportement donnés par les textes relatifs à la construction parasismique (PS92, AFPS90) sont de :

- 5 pour les tuyauteries,
- Jusqu'à 6 pour les charpentes,
- 2,5 pour les réservoirs dont le mode de ruine n'est pas le flambage.

Pour les équipements analysés, qui sont des équipements ayant des exigences de sûreté, un facteur de marge minimal est retenu :

- 2 pour les tuyauteries,
- 1,5 pour les charpentes,
- 2 pour les réservoirs dont le mode de ruine n'est pas le flambage.

Facteurs de marge liés à la modélisation du bâtiment

Un facteur de marge résulte du conservatisme lié à la modélisation du bâtiment. Il convient de rappeler que de manière générale les spectres de plancher sont lissés et élargis et qu'ils prennent en compte l'enveloppe d'un ensemble d'hypothèses de rigidité du sol. Le choix des points de calcul des spectres retenus intègre souvent également un conservatisme. Le conservatisme introduit dans le modèle du bâtiment, généralement important au niveau de l'interaction sol-structure (amortissement radiatif divisé par deux, limitation des amortissements modaux en particulier en vertical, non prise en compte de

l'enfouissement, sous estimation de l'assouplissement du sol) engendre également des marges. Pour les infrastructures des bâtiments, les facteurs de marges suivants sont pris en compte :

- 1,5 pour le bâtiment réacteur et le bâtiment manutention nord,
- 1,3 pour le bâtiment des Générateurs de Vapeur.

Facteurs de marge liés aux études de sensibilité

De manière générale, pour l'établissement des spectres de plancher, le modèle du bâtiment retient des valeurs conservatives de certains paramètres. En particulier la raideur des panneaux en béton de la superstructure du bâtiment manutention nord a été surestimée ce qui majore les accélérations donc les efforts sur les ponts roulants, un facteur de marge de 1,2 est considéré. La prise en compte de l'effet des modes locaux de la superstructure du Bâtiment Réacteur a conduit à supposer une multiplication des accélérations par deux ce qui apporte un facteur de marge supplémentaire de 1,2 pour le pont P1.

Pour les ponts roulants l'étude de la sensibilité de leur position sur les voies de roulement amène un conservatisme dans les calculs. Pour les ponts P2 et P4, un facteur de marge de 1,1 est considéré.

Facteurs de marge liés aux spectres utilisés

En cohérence avec la méthode d'évaluation des marges sur les bâtiments (voir §3.2.1.1.1), il y a un facteur de marge de 1,5 lorsque le spectre proche forfaitaire est dimensionnant. C'est le cas des équipements ayant des fréquences propres supérieures à 8 Hz.

Facteurs de marge liés au chargement

Lorsque les contraintes induites par le séisme seul ne sont pas connues et que l'analyse est basée sur des chargements pseudo-statiques enveloppes, un facteur de marge de 1,1 est pris en compte.

3.2.1.2.2. Résultats

Circuit primaire

Les résultats obtenus avec les méthodes actuellement utilisées sont proches des valeurs prises en compte dans le dimensionnement initial, l'accélération de la cuve est de l'ordre de 0,3 g. Les efforts obtenus dans les structures avec les méthodes actuellement utilisées sont environ 35 % plus élevés que ceux correspondant au séisme algébrique de niveau 7 ce qui représente un facteur de marge de 1,7 par rapport au séisme algébrique de niveau 8 qui respecte les critères de niveau D à 420 °C.

Les contraintes en situation sismique sont faibles et le facteur de marge par rapport au critère de dimensionnement est important.

Les efforts sur les appuis en néoprène sont inférieurs aux données du constructeur (facteur de marge de 1,5 par rapport au séisme algébrique de niveau 8).

Les efforts sur les compensateurs sont 1,7 fois plus faibles que la capacité fournie par le constructeur pour le séisme algébrique de niveau 8. Les critères de dimensionnement sont respectés également sous SMHV. Vis-à-vis du risque de flambage au niveau de la virole conique et du toit, le facteur de marge est faible.

La dalle respecte également les critères de dimensionnement. Les contraintes obtenues dans les raidisseurs sont proches de celles des critères mais la participation du béton a été négligée, et pour ce type de structure les raidisseurs ne transmettent que le cisaillement entre les semelles. Le mode de défaillance retenu est l'allongement excessif des semelles où le facteur de marge est de 1,35 par rapport au niveau D. Le facteur de marge sur les clavettes par rapport au critère de niveau A retenu (Sm) est de 1,05. Mais en prenant un critère de niveau D (0,7 Rm), la marge est supérieure à 2.

Les défauts maximaux non détectables correspondent à des longueurs de 500 mm, les défauts critiques les plus petits sont obtenus au niveau de la virole conique et de la liaison cuve principale et sont d'environ 1 m. Un rapport deux sur la taille du défaut correspond environ à un rapport 1,5 sur le chargement.

Sur la cuve d'enceinte primaire, les contraintes d'origine sismique sont très faibles par rapport aux contraintes thermiques.

Analyse de la robustesse

Il est à noter que les caractéristiques des matériaux ont été prises à 400°C alors que la cuve double enveloppe est à présent la plupart du temps à 180°C, ce qui donne un facteur de marge de 1,1. Ce facteur n'est cependant pas retenu car la température du sodium peut monter temporairement à 350°C.

En situation sismique, le flambage n'est pas un mode de ruine possible pour la virole conique car elle reste tendue sous l'action de son poids propre. Par conséquent, le flambage ne remet pas en cause la capacité de la virole conique à supporter le platelage. De même le flambage du toit, qui n'est pas sur la ligne de supportage, ne remet pas en cause la capacité de résistance de la cuve.

Le mode de ruine le plus pénalisant est la rupture qui pourrait résulter de la présence de défaut. Il faudrait pour cela qu'il y ait un défaut de longueur 500 mm non détecté par les contrôles. Une telle taille de défaut est très peu probable car elle nécessite des conditions de chargements qui ne sont pas compatibles avec les conditions de propagation. Les défauts initiaux étant inférieurs à 150 mm, un facteur de marge de 2 est pris en compte. De plus, en cas de déchirure, la ténacité augmente de manière significative, d'où un facteur de marge significatif.

Les spectres de plancher ont été déterminés en prenant les enveloppes de sol et en négligeant l'enfouissement du Bâtiment Réacteur, un facteur de marge supplémentaire de 1,5 peut être envisagé.

Le produit des facteurs de marge est égal à 4,5.

Pour la cuve d'enceinte primaire, cette marge est très significativement supérieure à 2 compte tenu du niveau très faible des contraintes dues au séisme par rapport aux contraintes thermiques (marge estimée à 25).

Barillet de stockage des éléments combustibles

La fréquence de suspension du barillet est de 10 Hz. Elle est donc proche de celle du pic du spectre du séisme proche.

Le tableau ci-après donne les facteurs de marge sismiques obtenus pour les structures.

Equipement Barillet	Critère	Facteur de marge sismique
Manège	RCC-MR Niveau D	1,7
Bec de cafetière	RCC-MR Niveau C	1,8
Cuve	RCC-MR Niveau C	2,9
Flambage Bec de cafetière	RCC-MR Niveau D	1,4

Analyse de la robustesse

Les résultats montrent que le chargement sismique peut être augmenté de 40% en respectant les critères du code RCC-MR. Ce facteur de marge minimal de 1,4 pour le flambage du bec de cafetière a été obtenu à partir de la contrainte maximale à la combinaison « poids + pression + séisme ». Par une autre approche (élastoplastique), la marge sismique serait sans doute du même ordre que la marge sur la contrainte. De plus, il convient de préciser que le flambage n'est pas un mode de ruine à proprement parler.

Un facteur de marge minimal de 1,7 est retenu. Celui-ci pourrait encore être augmenté en réalisant une analyse spectrale pour chaque spectre des séismes à considérer et non pas pour le spectre enveloppe des spectres de ces séismes.

Compte tenu des marges de dimensionnement en niveau D, la marge avant l'apparition de désordre est encore plus élevée. Le facteur de marge supplémentaire est de l'ordre de 1,5.

Un facteur de marge supplémentaire existe aussi du fait du conservatisme lié à la prise en compte des spectres de sols en champs libre. La prise en compte de l'enfouissement partiel du Bâtiment Réacteur donne un facteur de marge supplémentaire d'environ 1,5.

Enfin, compte tenu du fait que le séisme dimensionnant est le séisme proche, un facteur de marge supplémentaire de 1,5 est considéré.

Le produit des facteurs de marge est égal à 5,5.

Circuit US de refroidissement de l'enceinte primaire

Les lignes ont un comportement multimodal. Selon les tronçons, l'un ou l'autre des séismes est dimensionnant.

Le tableau ci-après donne les facteurs de marge obtenus en situation sismique pour les structures. Ils sont tous supérieurs à 1.

Equipement Circuit U.S	Critère	Facteur de marge sismique
Tuyauteries	RCC-MR Niveau C	1,1
Supports	RCC-M Niveau D	1,9
Chevilles	EdF	1,1

Analyse de la robustesse

Concernant les tuyauteries, les révisions récentes du RCC-M en B3652 prévoient un abattement des moments d'origine sismique dans le cas des réponses spectrales élastiques comme c'est le cas dans les études qui ont été faites. Comme les contraintes sont en grande partie dues au séisme, un abattement de 0,63 peut s'appliquer.

Le comportement ductile des tuyauteries amène un facteur de marge supplémentaire de 2.

Pour les chevilles, les règles de dimensionnement donnent un facteur de marge supplémentaire de 2.

Il existe également un facteur de marge de 1,5 sur les spectres du Bâtiment Réacteur, facteur résultant de son enfouissement.

Le produit des facteurs de marge est égal à 5,1.

Auxiliaires sodium primaireRéservoir PSRE01

La contrainte maximale calculée à l'aide d'un calcul statique analytique est de 57,3 MPa. Le facteur de marge par rapport au critère de niveau D est de 6,6.

Les accélérations données par les spectres de plancher du Bâtiment Réacteur pour 4 % d'amortissement (0,97g en horizontal), pour les fréquences propres du réservoir avec son supportage, sont nettement plus importantes que celles considérées dans les calculs d'origine (0,35g en horizontal). Cependant des facteurs de marge supplémentaires peuvent être considérés :

- les critères de niveau D avec les caractéristiques mécaniques minimales du matériau donnent un facteur de marge de 1,5,
- pour un réservoir supporté par une charpente métallique, un coefficient de comportement minimal de 1,5 peut être considéré,
- il existe également un facteur de marge sur les spectres du Bâtiment Réacteur résultant de son enfouissement. Le réservoir étant dans l'infrastructure, ce facteur de marge est de 1,5,
- compte tenu du fait que le séisme dimensionnant est le séisme proche, un facteur de marge de 1,5 peut être considéré.

Le produit des facteurs de marge est égal à 12.

Support du réservoir PSRE01

La contrainte maximale calculée à l'aide d'un calcul pseudo-statique analytique est de 150 MPa. Dans les profilés, le facteur de marge obtenu par rapport à la limite élastique du matériau est de 1,5.

Les accélérations données par les spectres de plancher du Bâtiment Réacteur pour 4 % d'amortissement (0,97 g en horizontal), pour les fréquences propres du réservoir avec son supportage, sont nettement plus importantes que celles considérées dans les calculs d'origine (0,276 g en horizontal). La contrainte maximale induite passe de 150,2 MPa à 512 MPa, cependant des facteurs de marge supplémentaires peuvent être considérés :

- un facteur de marge intrinsèque de 2 existe car le dimensionnement se base sur un comportement élastique,
- pour une structure en charpente métallique un coefficient de comportement minimal de 1,5 peut être considéré,

- il existe également un facteur de marge sur les spectres du Bâtiment Réacteur résultant de son enfouissement. Le réservoir étant dans l'infrastructure, ce facteur de marge est de 1,5,
- compte tenu du fait que le séisme dimensionnant est le séisme proche, un facteur de marge de 1,5 peut être considéré.

Le produit des facteurs de marge est égal à 3.

Réservoir PSRE02

La contrainte maximale calculée à l'aide d'un calcul statique analytique est de 60,7 MPa. Le facteur de marge par rapport au critère de niveau D est de 6,2.

Les accélérations données par les spectres de plancher du bâtiment réacteur pour 4 % d'amortissement (1,33g en horizontal), pour les fréquences propres du réservoir avec son supportage, sont nettement plus importantes que celles considérées dans les calculs d'origine (0,24g en horizontal). Cependant des facteurs de marge supplémentaires peuvent être considérés :

- les critères de niveau D avec les caractéristiques mécaniques minimales du matériau donnent un facteur de marge de 1,5,
- pour un réservoir supporté par une charpente métallique un coefficient de comportement minimal de 1,5 peut être considéré,
- il existe également un facteur de marge sur les spectres du Bâtiment Réacteur résultant de son enfouissement. Le réservoir étant dans l'infrastructure, ce facteur de marge est de 1,5.

Le produit des facteurs de marge est égal à 3,7.

Support du réservoir PSRE02

La contrainte maximale calculée à l'aide d'un calcul statique analytique est de 77,6 MPa. Dans les profilés, le facteur de marge obtenu par rapport à la limite élastique du matériau est de 2,9.

Les accélérations données par les spectres de plancher du bâtiment réacteur pour 4 % d'amortissement (1,33g en horizontal), pour les fréquences propres du réservoir avec son supportage, sont nettement plus importantes que celles considérées dans les calculs d'origine (0,27g en horizontal). La contrainte maximale induite passe de 77,6 MPa à 271,5 MPa, cependant des facteurs de marge supplémentaires peuvent être considérés :

- un facteur de marge intrinsèque de 2 existe car le dimensionnement se base sur un comportement élastique,
- pour une structure en charpente métallique un coefficient de comportement minimal de 1,5 peut être considéré,
- il existe également un facteur de marge sur les spectres du Bâtiment Réacteur résultant de son enfouissement. Le réservoir étant dans l'infrastructure, ce facteur de marge est de 1,5.

Le produit des facteurs de marge est égal à 3,7.

Réservoir PSRE03

La contrainte maximale calculée à l'aide d'un calcul statique analytique, située au niveau du support du réservoir, vaut 324,6 MPa. Le facteur de marge par rapport au critère de niveau D est de 1,5.

Il faut considérer les spectres du plancher à - 10 m du Bâtiment Réacteur. Les fréquences propres du réservoir ne sont pas évaluées et les accélérations du pic des spectres sont prises en compte pour évaluer les contraintes, soit 18 m/s² en horizontal et 9,2 m/s² en vertical. Par rapport au calcul d'origine les accélérations sont majorées de 3,1 en vertical et 4,6 en horizontal ce qui donne un facteur de marge réévalué de 0,35. Cependant des facteurs de marge supplémentaires peuvent être considérés :

- l'application des critères de niveau D avec les caractéristiques mécaniques minimales du matériau donne un facteur de marge de 1,5,
- la prise en compte d'un coefficient de comportement pour ce type de matériel donne un facteur de marge de 2,
- le réservoir étant dans l'infrastructure du Bâtiment Réacteur, il y a un facteur de marge de 1,5,
- compte tenu du fait que le séisme dimensionnant est le séisme proche, un facteur de marge de 1,5 peut être considéré.

Le produit des facteurs de marge est égal à 2,4.

Réservoir PSRE04

La contrainte maximale calculée à l'aide d'un calcul statique analytique, située au niveau des oreilles de supportage du réservoir, vaut 97,9 MPa. Le facteur de marge par rapport au critère de niveau A est de 1,8.

Il faut considérer les spectres du plancher à + 4,20 m du Bâtiment Réacteur. Les fréquences propres du réservoir ne sont pas évaluées et les accélérations du pic des spectres sont prises en compte pour évaluer les contraintes, soit 22 m/s² en horizontal et 9,2 m/s² en vertical. Par rapport au calcul d'origine les accélérations sont majorées de 3,1 en vertical et 5,6 en horizontal ce qui donne un facteur de marge réévalué de 0,52. Cependant des facteurs de marge supplémentaires peuvent être considérés :

- l'application des critères de niveau A avec les caractéristiques mécaniques minimales du matériau donne un facteur de marge de 2,
- la prise en compte d'un coefficient de comportement pour ce type de matériel donne un facteur de marge de 2,
- le réservoir étant dans l'infrastructure du Bâtiment Réacteur, il y a un facteur de marge de 1,5.
- compte tenu du fait que le séisme dimensionnant est le séisme proche, un facteur de marge de 1,5 peut être considéré.

Le produit des facteurs de marge est égal à 4,7.

Réservoir PSRE17

La contrainte maximale calculée à l'aide d'un calcul statique analytique, située au niveau des oreilles de supportage du réservoir, vaut 78,4 MPa. Le facteur de marge par rapport au critère de niveau A est de 2,2. Il faut considérer les spectres du plancher à - 10 m du Bâtiment Réacteur. Les fréquences propres du réservoir ne sont pas évaluées et les accélérations du pic des spectres sont prises en compte pour évaluer les contraintes, soit 18 m/s² en horizontal et 9,2 m/s² en vertical. Par rapport au calcul d'origine les accélérations sont majorées de 3,1 en vertical et 4,6 en horizontal ce qui donne un facteur de marge réévalué de 0,81. Cependant des facteurs de marge supplémentaires peuvent être considérés :

- l'application des critères de niveau A avec les caractéristiques mécaniques minimales du matériau donne un facteur de marge de 2,
- la prise en compte d'un coefficient de comportement pour ce type de matériel donne un facteur de marge de 2,
- le réservoir étant dans l'infrastructure du Bâtiment Réacteur, il y a un facteur de marge de 1,5,
- compte tenu du fait que le séisme dimensionnant est le séisme proche, un facteur de marge de 1,5 peut être considéré.

Le produit des facteurs de marge est égal à 7,3.

Réservoirs PSRE11 à 16

La fréquence propre horizontale principale est de 9 Hz. C'est le séisme proche qui est dimensionnant. En vertical le réservoir est rigide.

Pour le réservoir, la part des contraintes dues au séisme est négligeable. Le facteur de marge est de 22. Pour le supportage, le facteur de marge est de 1,05 au niveau de la jupe et de 1,19 au niveau de la bride. Les contraintes sont dues essentiellement au séisme. Les critères du volume H du RCC-M utilisent les contraintes admissibles S et non pas Sm. Il serait possible d'utiliser Sm, car pour un même appareil, la jupe et de la virole ont été réalisées avec les mêmes méthodes. Le facteur de marge peut donc être étendu à 1,4. Aucune vérification des goujons d'ancrage n'est donnée dans la note de calculs mais une analyse selon la norme NFP 22-430, en considérant que tout l'effort tranchant est repris par les goujons, montre le respect du critère de niveau D, 0,7 Rm, avec un facteur de marge de 1.

PSRE11 à 16	Critère	Facteur de marge
Réservoir	RCC-MR Niveau C	1,6
Supportage	RCC-M Niveau D	1,4
Goujons ancrage	NFP-22-430 Niveau D	1,0

Le facteur de marge minimal est de 1,6 pour les réservoirs PSRE11 à 16 et de 1 pour leur supportage. Cependant des facteurs de marge supplémentaires peuvent être considérés :

- les critères de niveau C ou de niveau D avec les caractéristiques mécaniques minimales du matériau donnent un facteur de marge de 2 et 1,5 respectivement,
- la prise en compte d'un coefficient de comportement pour ce type de matériel donne un facteur de marge de 2,

- il existe également un facteur de marge sur les spectres du Bâtiment Réacteur s'il est tenu compte de son enfouissement. Les réservoirs étant dans l'infrastructure du Bâtiment Réacteur, ce facteur de marge est de 1,5,
- compte tenu du fait que le séisme dimensionnant est le séisme proche, un facteur de marge de 1,5 peut être considéré.

Le produit des facteurs de marge est égal à 6,8, au niveau du supportage.

Pièges froids PSPF01 - 02

Un calcul statique analytique a été réalisé. La contrainte maximale calculée dans la jupe est inférieure à 45 MPa. Le facteur de marge par rapport au critère de niveau C est de 3.4. Les accélérations données par les spectres de plancher du niveau + 4,20 m du Bâtiment Réacteur pour une fréquence de l'ordre de 25 Hertz et 4 % d'amortissement sont du même ordre de grandeur que celles prises en compte dans le calcul d'origine. Le facteur de marge est donc de 3. Un facteur de marge supplémentaire existe sur les spectres du Bâtiment Réacteur, s'il est tenu compte de son enfouissement. Les pièges froids étant dans l'infrastructure, ce facteur de marge est de 1,5. Le produit des facteurs de marge est égal à 4,5.

Réservoir AMRE01

La contrainte maximale calculée à l'aide d'un calcul statique analytique, située au niveau du support du réservoir, vaut 185,9 MPa. Le facteur de marge par rapport au critère de niveau D est de 2,6.

Il faut considérer les spectres du plancher à - 10 m du Bâtiment Réacteur. Les fréquences propres du réservoir ne sont pas évaluées et les accélérations du pic des spectres sont prises en compte pour évaluer les contraintes, soit 18 m/s² en horizontal et 9,2 m/s² en vertical. Par rapport au calcul d'origine les accélérations sont majorées de 3,1 en vertical et 4,6 en horizontal ce qui donne un facteur de marge réévalué de 0,51. Cependant des facteurs de marge supplémentaires peuvent être considérés :

- l'application des critères de niveau D avec les caractéristiques mécaniques minimales du matériau donne un facteur de marge de 1,5,
- la prise en compte d'un coefficient de comportement pour ce type de matériel donne un facteur de marge de 2,
- le réservoir étant dans l'infrastructure du Bâtiment Manutention Nord, il y a un facteur de marge de 1,5,
- compte tenu du fait que le séisme dimensionnant est le séisme proche, un facteur de marge de 1,5 peut être considéré.

Le produit des facteurs de marge est égal à 3,4.

Piège froid AMPF01

Un calcul statique analytique a été réalisé. La contrainte maximale calculée dans la jupe est inférieure à 4 MPa donc très faible. Le piège froid étant rigide, les accélérations données par les spectres de planchers du niveau - 10 m du Bâtiment Manutention Nord pour 4% d'amortissement sont de 3,6 m/s² et 1,9 m/s² respectivement en horizontal et en vertical. D'après les calculs d'origine, les contraintes engendrées par ces accélérations dans le supportage du piège froid sont très faibles. Un facteur de marge supplémentaire existe sur les spectres du Bâtiment Manutention Nord s'il est tenu compte de son enfouissement. Le piège froid étant dans l'infrastructure, ce facteur de marge est de 1,5. Le produit des facteurs de marge est très important.

Analyse de la robustesse

Le produit des facteurs de marge pour les auxiliaires de sodium primaire est égal à 2,4.

Réservoirs sodium secondaire et auxiliaires associés

Réservoirs de stockage A*RE01

Les marges sur les différents composants du supportage des réservoirs sont les suivantes :

- supports : le facteur de marge est de 1,5 (niveau D à 450°C),
- taquets : le facteur de marge est de 1,8 (niveau D à 450°C),
- butée berceau mobile : le facteur de marge est de 2,3 (niveau D à 450°C),
- ancrage berceau : le facteur de marge est de 2 (niveau D à 100°C),
- plaque d'ancrage en flexion : le facteur de marge est de 1,26 (niveau D à 100°C).

Compte tenu du fait que la température de fonctionnement est de 180°C au lieu de 450°C et en considérant l'effet bénéfique de l'effort vertical qui s'oppose au moment de basculement du support, il y a un facteur de marge de 2.

Circuit de purification

Si un code récent comme le RCC-MR est utilisé avec le séisme de l'origine, le critère de niveau D, 0,7 Rm, est respecté avec un facteur de marge de 1,2 dans les coudes.

Pièges froids A*PF01

Les pièges froids sont supportés au niveau de leur centre de gravité, ce qui assure un bon équilibre aux efforts horizontaux. Les modes principaux sont ainsi à des fréquences élevées et il convient de considérer les accélérations de la ZPA des spectres de plancher au niveau 0 m du Bâtiment des Générateurs de Vapeur. Les contraintes réévaluées sont du même ordre de grandeur que celles du dimensionnement d'origine. Le facteur de marge par rapport au critère de niveau A est de 1,2.

Analyse de la robustesse

Les réservoirs de stockage, le circuit de purification et les pièges froids respectent les critères de dimensionnement fixés pour le niveau de séisme de la réévaluation. Par rapport aux critères des codes, le facteur de marge minimum est de 1,2. Cependant des facteurs de marge supplémentaires peuvent être considérés :

- les critères de niveau A ou de niveau D avec les caractéristiques mécaniques minimales du matériau donnent un facteur de marge de 2 et 1,5 respectivement,
- la prise en compte d'un coefficient de comportement pour ces types de matériels donne un facteur de marge de 2,
- les équipements étant dans l'infrastructure du Bâtiment des Générateurs de Vapeur, il y a un facteur de marge est de 1,3,
- les chargements statiques étant inclus dans l'analyse, il y a un facteur de marge qui est estimé à 1,1,
- compte tenu du fait que le séisme dimensionnant est le séisme proche, un facteur de marge de 1,5 peut être considéré.

Le produit des facteurs de marge est égal à 7,3 (circuit de purification).

Autres équipements pouvant impacter les équipements essentiels

Pont P1

Suite aux premiers résultats des diagnostics avant renforcements, le maintien latéral des voies de roulement du pont a été modifié par des ridoirs élastiques de manière à réduire les efforts sur le bâtiment. Des renforcements ont également été effectués, notamment au niveau des fixations des rails. Les fréquences propres du pont sont basses et comprises entre 2 et 4 Hz.

- renversement du pont : Les galets sont tous en appuis avec un effort mini de 17,6 t en RFS et 14,5 t sous SMHV. Le facteur de marge, non quantifiable, est donc significatif,
- renversement du chariot : Les galets sont tous en appuis avec un effort mini de 27,1 t en RFS et 27,6 t sous SMHV. Le facteur de marge, non quantifiable, est donc significatif.

La tenue mécanique des principaux éléments du pont est assurée avec un facteur de marge minimal "brut" de 1,04 sur les soudures des taquets.

Pont P1 - Analyse de la robustesse

Le pont P1 respecte les critères de dimensionnement fixés pour le niveau de séisme de la réévaluation. Le facteur de marge minimal n'est que de 1,04. Cependant, il s'agit de critères élastiques et compte tenu des marges évoquées au paragraphe 3.2.1.1, un facteur de marge intrinsèque de l'ordre de 2 existe avant apparition de désordre.

Une marge supplémentaire existe aussi du fait du conservatisme introduit dans le modèle du bâtiment avec la prise en compte des modes locaux de la superstructure du Bâtiment Réacteur, ce qui donne un facteur de marge supplémentaire de 1,2.

Le produit des facteurs de marge est égal à 2,5.

Ponts P2 et P4

Suite aux premiers résultats des diagnostics, des renforcements ont été effectués, notamment au niveau des voies de roulement et des fixations des rails. Pour les deux ponts, à vide ou en charge, la fréquence propre verticale est nettement en dehors du pic du spectre avec des accélérations très inférieures à 1 g. Les résultats montrent l'absence de décollement-renversement des ponts et de leur chariot. Ce n'est pas un mode de ruine dimensionnant.

Pont P2 : la tenue mécanique des principaux éléments du pont est assurée avec un facteur de marge minimal "brut" de 1,02.

Pont P4 : la tenue mécanique des principaux éléments du pont est assurée avec un facteur de marge minimal "brut" de 1,5 sur les rails du chariot.

Voies de roulements : la tenue mécanique des crapauds est assurée avec un facteur de marge minimal "brut" de 1,02.

Ponts P2 et P4 - Analyse de la robustesse

Les ponts P2 et P4 respectent les critères de dimensionnement fixés pour le niveau de séisme de la réévaluation. Le facteur de marge minimal n'est que de 1,02. Cependant, il s'agit de critères élastiques et compte tenu des marges évoquées au § 3.3.2.1, un facteur de marge intrinsèque de l'ordre de 2 existe avant apparition de désordre. On peut tenir compte également d'un facteur de marge supplémentaire de 1,2 dû à la surestimation des raideurs des panneaux dans la modélisation du Bâtiment Hall des Manutentions Nord. L'étude de la sensibilité à la position des ponts sur les voies de roulement apporte également un facteur de marge supplémentaire de 1,1. Le produit des facteurs de marge est égal à 2,7.

Pour les crapauds des voies de roulement le facteur de marge par rapport à l'effort admissible donné par le constructeur n'est que de 1,02. Cependant, il y a un facteur de marge d'au moins 1,3 sur cet effort avant apparition de désordre. Comme pour les structures des ponts, on peut tenir compte de facteurs de marge supplémentaires de 1,2 dû à la modélisation du bâtiment et de 1,1 dû à l'étude de sensibilité à la position des ponts. Le produit des facteurs de marge est égal à 1,8.

Caissons des Générateurs de Vapeur, cloisons Feu sodium et passerelles

Pour les caissons des Générateurs de Vapeur, la situation sismique est associée à la surpression interne et à la thermique nominale. Les parts des chargements ne sont pas connues dans les résultats des études existantes.

Les caissons sont des structures souples, de fréquences égales à 2Hz dans la direction transverse et 4 Hz dans la direction longitudinale.

Les facteurs de marges obtenus sont :

- charpente caisson des Générateurs de Vapeur : 1,1

- cloison feu Na : 1,04

- concernant les soudures des assemblages, certains dépassements ont fait l'objet de renforcement. Pour le reste le facteur de marge minimal est de 1,0.

Concernant les passerelles, des calculs spectraux ont été conduits et ont montré que les passerelles ainsi découplées n'induisaient pas d'effort significatif sur les Caissons des Générateurs de Vapeur et que les critères des règles CM66 étaient vérifiés partout après renforcement.

Caissons, cloisons et passerelles- Analyse de la robustesse

Les équipements respectent les critères de dimensionnement fixés pour le niveau de séisme de la réévaluation. Le facteur de marge sur le dimensionnement est de 1. Cependant des facteurs de marge supplémentaires peuvent être considérés :

- les critères des règles CM66 avec les caractéristiques mécaniques minimales du matériau donnent un facteur de marge de 2,
- la prise en compte d'un coefficient de comportement pour ce type de matériel donne un facteur de marge de 1,5,

- les chargements statiques étant inclus dans l'analyse, il y a un facteur de marge qui est estimé à 1,1,
- les caissons des Générateurs de Vapeur et les passerelles étant sur l'infrastructure du Bâtiment des Générateurs de Vapeur, il y a un facteur de marge de 1,3.

Le produit des facteurs de marge est égal à 3,3.

3.2.1.2.3. Synthèse des facteurs de marge pour les équipements

Equipements	Facteur de marge / critère	Facteur de marge / chargement	Facteur de marge / code + caractéristiques matériaux	Facteur de marge / coefficient de comportement	Facteur de marge/spectre bâtiment	Facteur de marge / séisme proche	Facteur de marge supplémentaire	Robustesse globale
Circuit primaire cuve, dalle etc, cuve primaire et chute en manutention	1,50				1,5		2	4,5
Barillet	1,64		1,5		1,5	1,5		5,5
Circuit US	1,13		1,5	2	1,5			5
Réservoirs PSRE11 à 16	1,00		1,5	2	1,5	1,5		6,5
Auxiliaire sodium primaire (réservoirs de stockage et pièges froid)	1,54	0,23	1,5	2	1,5	1,5		2
Auxiliaire sodium secondaire (réservoirs, circuit de purification)	1,14	1,1	1,5	2	1,3	1,5		7
Pont P1	1,04		2		1,2			2,5
Ponts P2 et P4	1,02		1,3		1,2		1,1	1,8
Caissons GV et passerelles	1,00	1,1	2	1,5	1,3			4
Cloisonnements feux sodium	1,00	1,1	2	1,5				4

Tableau 2 : Synthèse des facteurs de marge sur les équipements

3.2.2. Robustesse de l'installation

L'analyse de la robustesse des bâtiments montrent que les infrastructures, qui supportent les équipements essentiels sont très robustes avec un produit des facteurs de marge compris entre 3 et 7.

Pour les infrastructures qui supportent les superstructures pouvant agresser les bâtiments, la robustesse est significative avec un produit de facteur de marge supérieur à 1,5.

Pour les superstructures qui supportent des équipements susceptibles d'agresser les équipements essentiels situés dans les infrastructures, la robustesse est importante avec un produit de facteurs de marge compris entre 2 et 3.

Pour les superstructures pouvant agresser les autres bâtiments, la robustesse est significative avec un produit des facteurs de marge supérieur à 1,5.

L'analyse de la robustesse des équipements montre que les équipements importants essentiels ont un produit de facteur de marge supérieur à 2 et que les équipements pouvant impacter les équipements essentiels ont un produit de facteur de marge supérieur à 1,5.

Ces marges sont considérées comme satisfaisantes, et ne conduisent pas à envisager de dispositions complémentaires.

4. INONDATION

4.1. DIMENSIONNEMENT DE L'INSTALLATION

4.1.1. Inondation de dimensionnement

La Centrale Phénix est située en rive droite du Rhône, au niveau du Point Kilométrique (PK) 208,3.

L'aménagement du barrage de Caderousse comporte sur la rive gauche du fleuve un endiguement (dénommé par la suite "digue rive gauche") de 12 kilomètres de longueur, du PK 200,8 au PK 212,8, se raccordant en amont aux dépôts de rive gauche du canal de fuite de Donzère-Mondragon et en aval au canal d'amenée de l'usine hydroélectrique de Caderousse.

Sur la rive droite, l'aménagement comporte un endiguement (dénommé par la suite "digue rive droite") de 4 kilomètres de longueur, du PK 208,4 au PK 212,5, se raccordant en amont à la plateforme de la Centrale Phénix et en aval à la culée du barrage de retenue de Caderousse. Cet endiguement protège notamment certaines installations du site de Marcoule d'une crue du Rhône. Pour sa part, l'installation Phénix n'est pas protégée par cette digue, située en aval. La plateforme de la Centrale Phénix est située sur une plateforme située légèrement au-dessus du niveau de cette digue.

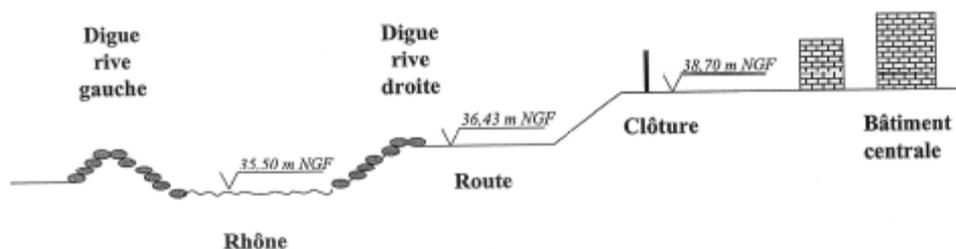


Figure 9 : Coupe altimétrique au droit de la Centrale Phénix

Remarque : les niveaux d'eau et du terrain naturel sont exprimés dans le système NGFO (Nivellement Général de la France Orthométrique). Sauf indication contraire, les niveaux exprimés dans ce document en "mNGF" font référence à ce système.

Au droit de Marcoule, la correspondance entre le système NGF IGN 69 (Nivellement Général de la France de l'Institut Géographique National) et le système NGFO est le suivant : $mNGF\ IGN\ 69 = mNGFO + 9\ cm$.

Diverses études des crues du Rhône dans la partie du cours du fleuve qui intéresse le site de Marcoule ont été faites par la Compagnie Nationale du Rhône (CNR). La Cote Majorée de Sécurité (CMS) est déterminée dans ces études conformément aux prescriptions de la Règle Fondamentale de Sûreté (RFS) 1.2.e. Au droit du site, la CMS correspond au plus haut des deux niveaux d'eau suivants :

- le niveau atteint par une crue dont le débit est obtenu à partir du débit de la crue millénaire majoré de 15 %,
- le niveau atteint par la conjonction des ondes de crue centennale (ou plus forte crue connue) et l'effacement de l'ouvrage de retenue le plus contraignant (barrage de Vouglans dans le cas présent).

Ces analyses concluent à une Cote Majorée de Sécurité de 38,63 mNGF IGN69, soit 38,54 mNGFO. Elle correspond à la conjonction d'une crue centennale et de l'effacement du barrage de Vouglans. Le niveau 0 de Phénix est donc situé 16 cm au-dessus de la CMS.

On peut par ailleurs noter que la crue de décembre 2003, de niveau centennal, a confirmé le comportement attendu du Rhône, et l'absence d'impact sur la Centrale Phénix.

Pluies de référence

Le dimensionnement de la Centrale Phénix a été réalisé en tenant compte des caractéristiques des précipitations potentielles du site. En particulier, la proximité des reliefs des Cévennes peut entraîner des précipitations importantes, en cumul et en intensité, dans la région du site de Marcoule (épisodes cévenols).

Au cours de plus de 50 ans d'observation sur le Centre, les précipitations les plus intenses relevées à ce jour sont les suivantes (valeurs en mm) :

Pas (temps)	6 min	12 min	30 min	1 h	3 h	6 h
Pluie du 30 juillet 1982	14,2	21,3	35,3	64,7	143	177
Pluie du 8 et 9 septembre 2002	10,2	16,8	36,2	49,8	121	179,2
Pluie du 1er décembre 2003	7,2	11,4	19,4	24,8	47,8	82,8
Pluie du 17 août 2004	17,2	30,2	40,4	59,6	85,6	90,6

Tableau 3 : Précipitations les plus intenses relevées ces 50 dernières années sur le Centre de Marcoule

Les pluies de référence prise en compte pour Marcoule sont :

Pas (temps)	6 min	15 min	30 min	1 h	2 h
Pluie de référence (mm)	21,5	41,7	67	112,1	201,8

Tableau 4 : Pluies de référence (intervalle de confiance 95%)

4.1.2. Dispositions de protection du dimensionnement

4.1.2.1. Identification des équipements essentiels associés au risque d'inondation

Parmi les équipements essentiels identifiés au paragraphe 2, ceux sensibles à l'inondation et situés sous le niveau + 0,0 m sont disposés exclusivement dans les bâtiments des Générateurs de Vapeur, le bâtiment Réacteur ou le bâtiment de Manutention. Une vue générale en coupe de l'installation est présentée en Figure 10 ci-après.

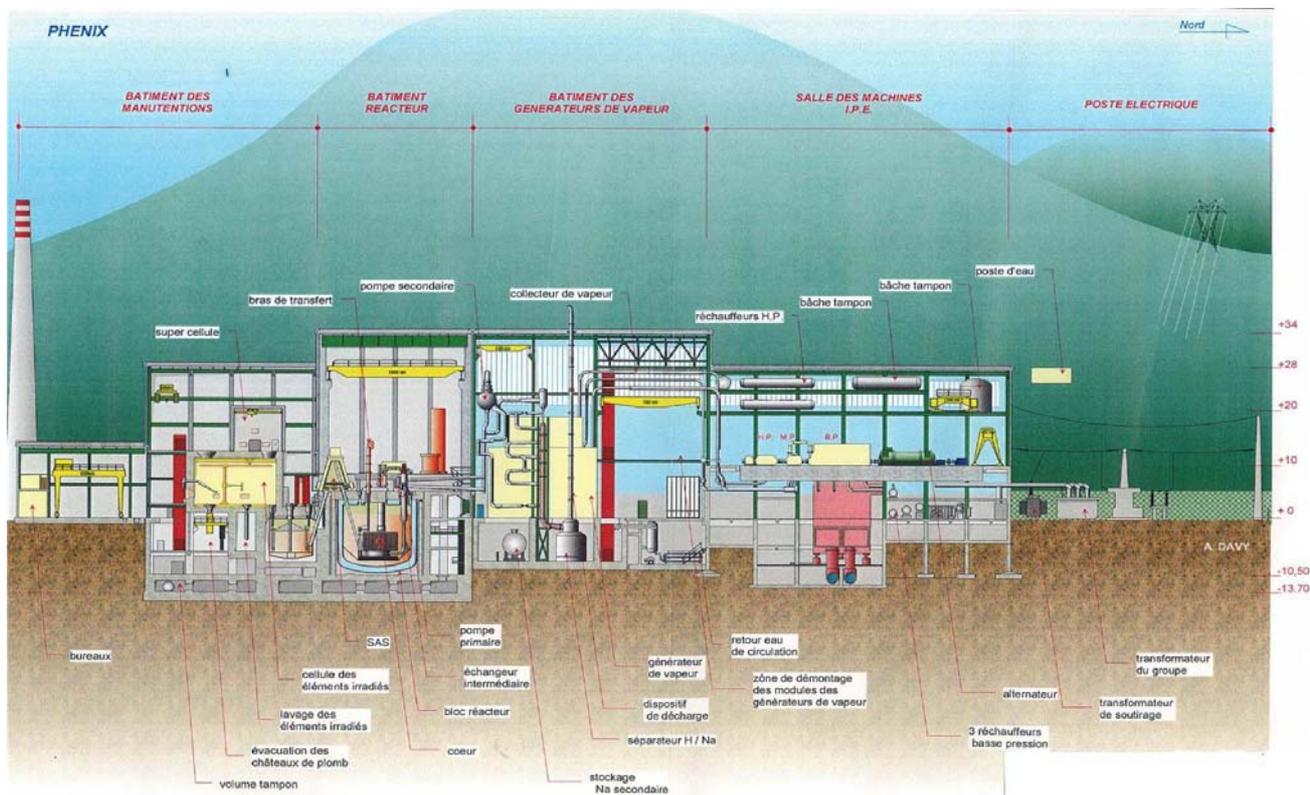


Figure 10 : Ensemble général de la Centrale - Vue en coupe

4.1.2.2. Principales dispositions de conception

a) Niveau de la plateforme de la Centrale Phénix

Le niveau 0 de la Centrale Phénix (correspondant aux accès extérieurs vers les bâtiments Contrôle-Bureaux, IPE, Annexes, Manutention, Générateurs de vapeurs et Réacteur) se situe à la cote 38,70 mNGF soit 16 cm au-dessus de la CMS (cf. paragraphe 4.1.1). Le niveau 0 sert d'accès à la Centrale.

La station de pompage de la Centrale Phénix est un bâtiment enterré dont la dalle de couverture, munie de différentes ouvertures, est à la cote 38,53 mNGF.

En face de la Centrale, plusieurs seuils aménagés dans la rive gauche abaissent son niveau, ce qui garantit en principe un déversement en rive gauche et une limitation du niveau d'eau atteignable au niveau de Phénix, en rive droite.

b) Liaisons directes entre la Centrale et le Rhône

La Centrale dispose de tuyauteries en liaison directe avec le Rhône. Certaines sont définitivement condamnées suite à l'arrêt du fonctionnement, d'autres sont toujours en service. Elles aboutissent aux sous-sols des bâtiments Contrôle-Bureaux, IPE et station de pompage.

En cas de crue, une arrivée d'eau par ces tuyauteries directement dans les sous-sols des bâtiments est en principe impossible : les équipements en liaison ne déborderaient que pour un niveau du Rhône dépassant le niveau 0 (38,70 mNGF) de la plateforme, à l'exception de deux bâches d'eau de refroidissement de diesels de secours, pour lesquelles un retour d'eau du Rhône par leurs tuyauteries de trop-plein peut entraîner un débordement au sous-sol du Bâtiment Contrôle-Bureau pour un niveau du Rhône de 38 mNGF environ, niveau tout de même supérieur de plus de 1,7 m à celui de la crue centennale. Ce point est en cours de traitement.

En cas de séisme supérieur au séisme de dimensionnement (voir le chapitre 5.2 pour l'analyse de ces situations), ces tuyauteries de liaison, si elles cèdent, peuvent engendrer une inondation des bâtiments Contrôle-Bureaux et IPE.

c) Sous-sols de la Centrale et liaisons entre eux

Les bâtiments de la Centrale communiquant, par leurs sous-sols, directement ou indirectement avec le Rhône, (bâtiments Contrôle-Bureaux, station de pompage et IPE) sont séparés des bâtiments contenant les équipements essentiels (bâtiments des Générateurs de Vapeur, bâtiment Réacteur et bâtiment Manutention) par des voiles percés de traversées dont la cote la plus basse est supérieure au niveau -2,2 m.

Ainsi, une inondation dans les sous-sols des bâtiments "annexes" de la Centrale, notamment en cas de rupture sous séisme de leurs liaisons avec le Rhône, ne peut se propager aux sous-sols des bâtiments les plus sensibles que si le niveau du Rhône dépasse les -2,2 m (36,5 mNGF), niveau supérieur d'environ 25 cm à celui qui est attendu en cas de crue centennale (cf. §4.2).

d) Cuvelage métallique

Le bâtiment Réacteur et le bâtiment des Générateurs de Vapeur d'une part, le bâtiment des Manutentions d'autre part disposent d'un cuvelage en acier arrivant à la hauteur 37,95 mNGF (- 0,75 m par rapport au niveau 0 des bâtiments). Ces cuvelages en acier sont protégés de la corrosion par une protection cathodique.

e) Pompes de relevage

La Centrale Phénix dispose de moyens fixes de pompage dans certains bâtiments (locaux situés hors zone réglementée) :

- 5 pompes de 17 m³/h situées dans le bâtiment des Annexes hors ZC, au niveau - 3 m, en différents points du bâtiment,
- 2 pompes de 10 m³/h situées dans le Bâtiment Contrôle-Bureaux (Bâtiment Contrôle Bureaux), au niveau - 3 m, en dessous des groupes électrogènes principaux D1 et D2, ces derniers étant situés au niveau 0 m,
- 4 pompes de 8 m³/h situées dans le bâtiment des générateurs de vapeur, au niveau - 8 m, en différents points du bâtiment.

Ces pompes se mettent en service automatiquement sur atteinte du niveau haut dans le puisard et s'arrêtent sur niveau bas. Elles ne sont pas secourues électriquement. L'eau pompée est rejetée vers la fosse IPE.

Par ailleurs, la station de pompage de l'eau du Rhône est équipée de pompes d'exhaure, destinées à assécher la station de pompage en cas d'entrées d'eau.

Pour le reste, en situation d'inondation externe ou interne, la Centrale Phénix s'appuie en priorité sur les moyens d'épuisement et d'assèchement dont dispose le Centre de Marcoule, des dispositifs de relevage mobiles pouvant être installés dans les zones susceptibles d'être inondées. L'ensemble des moyens dont dispose le Centre de Marcoule est présenté au paragraphe 7.2.3.

4.1.2.3. Principales dispositions d'exploitation pour alerter de l'imminence de l'inondation

Compte tenu des risques de crues du Rhône ou de fortes précipitations pouvant impacter le Centre de Marcoule, celui-ci s'est doté de moyens d'information et d'alerte.

a) Surveillance du Rhône

Des informations sur les caractéristiques du Rhône, en termes de niveau, débit ou hauteur, ainsi que sur les risques de crues sont disponibles sur le site internet "Vigicrues".

Le Centre CEA de Marcoule et les installations peuvent ainsi vérifier par ce moyen si des dispositions de sécurité doivent être mises en œuvre.

b) Systèmes d'alerte en cas de prévision de fortes précipitations

Le Centre CEA de Marcoule est alerté par Météo France en cas de prévision de conditions météorologiques extrêmes.

4.1.2.4. Organisation de la Centrale Phénix lors d'une inondation ou lors d'évènements pouvant conduire à une inondation

L'organisation de la Centrale Phénix repose en particulier sur :

- une équipe de quart composée actuellement de 5 personnes minimum, en permanence à Phénix, et qui assure la surveillance de l'installation et réalise les manœuvres d'exploitation,
- différentes astreintes ingénieurs et techniciens qui doivent pouvoir rejoindre Phénix sous 1 heure. Dans le cas où les routes sont inondées et coupées, cela peut devenir impossible suivant le lieu d'habitation. C'est pour cette raison qu'il peut être parfois imposé aux astreintes de rester à Phénix de manière préventive.

D'un point de vue organisationnel, la Centrale Phénix dispose en cas d'inondation d'une consigne générale relative aux situations d'inondation de locaux abritant des Eléments Importants pour la Sûreté.

Un renforcement de la surveillance et des rondes est mis en place dans le cas où de fortes précipitations sont en cours afin de vérifier qu'il n'y a pas d'inondation locale dans les bâtiments de Phénix. Une équipe d'exploitation étant présente en permanence dans l'installation, elle peut intervenir rapidement en cas d'aléas.

4.1.2.5. Organisation du centre de Marcoule lors d'une inondation ou lors d'évènements pouvant conduire à une inondation

L'organisation mise en place est détaillée au paragraphe 7. Les actions de la Formation Locale de Sécurité pour assèchement ou épuisement, sont préalablement définies par consigne.

L'ensemble des moyens mobiles dont dispose la FLS est présenté au paragraphe 7.2.3.

4.1.3. Conformité de l'installation

Les dispositions générales présentées au paragraphe 3.1.3 visant à garantir la conformité de l'installation au référentiel sont également applicables ici. On détaille ci-dessous les dispositions spécifiques aux équipements intervenant spécifiquement vis-à-vis du risque d'inondation.

a) Pompe de relevage

Une vérification du bon fonctionnement de l'ensemble des pompes de relevage est effectuée par un essai périodique bimensuel.

b) Réseau de collecte des eaux pluviales

Un réseau de collecte des eaux pluviales existe autour des bâtiments de la Centrale Phénix.

Bien qu'aucun entretien périodique du réseau de collecte d'eau pluviale ne soit organisé, le retour d'expérience, notamment sur les fortes précipitations de septembre 2002, a montré que le réseau est suffisant pour empêcher des "inondations locales".

c) Toitures

L'état des toitures de la Centrale (bâtiments Réacteur, Générateur de Vapeur, Manutention et Annexe) est conforme aux normes en vigueur (Document Technique Unifié), notamment vis-à-vis du bon dimensionnement de l'évacuation de l'eau pluviale (nombre et diamètre des descentes d'eau pluviale).

Compte tenu de la hauteur des bâtiments sensibles (environ 35 mètres), ils ne sont pas sujets à accumulation de débris végétaux. Une visite de ces toitures a confirmé leur bon état et le bon état des départs des descentes d'eau pluviale.

4.2. EVALUATION DES MARGES

4.2.1. Voies possibles de cheminement de l'eau dans l'installation

Les voies possibles de cheminement de l'eau dans l'installation identifiées notamment lors des visites d'expertise (walkdown) réalisées en juin et juillet 2011, sont les suivantes :

- tel qu'annoncé au paragraphe 4.1.2.2, il a été identifié une possibilité d'entrée d'eau du Rhône via des bâches d'eau du circuit de refroidissement des deux Diesel principaux (bâches D1RE96 et D2RE96). Ces bâches sont situées au sous-sol du Bâtiment Contrôle-Bureaux et sont ouvertes en partie supérieure, à la cote de 38,0 mNGF. Ces deux bâches disposent de lignes de trop plein permettant d'évacuer les surplus d'eau vers un troisième réservoir (EBRE03) également situé dans le sous-sol du Bâtiment Contrôle-Bureaux. Ce dernier réservoir communique directement avec le Rhône (circuit de retour d'eau brute).

Ces lignes de trop plein n'étant pas équipées d'organe d'isolement, une crue du Rhône supérieure à la cote 38,0 mNGF entraînerait un retour d'eau et un débordement dans le sous-sol du Bâtiment Contrôle-Bureaux. Le débit d'arrivée d'eau pourrait atteindre 500 m³/h au maximum, si aucune disposition visant à obturer ces liaisons n'était prise dans le cadre de la gestion de la situation,

- à partir de la station de pompage (dont les ouvertures de la dalle supérieure, située à 38,53 mNGF sont en léger contrebas par rapport à celles des autres bâtiments), une galerie aboutit au sous-sol du bâtiment Contrôle-Bureaux,
- des traversées de tuyauteries ou de câbles électriques existent entre les bâtiments Réacteur, Manutention et Générateurs de Vapeur et les bâtiments périphériques, sous le niveau +0,00 m de la Centrale Phénix :
 - entre le sous-sol du bâtiment Annexe et le bâtiment Réacteur situées à une altitude minimale de - 1,9 m,
 - entre le sous-sol du bâtiment Annexe et le bâtiment Manutention, situées à une altitude minimale de - 1,9 m,
 - entre le sous-sol du bâtiment Annexe et le bâtiment des Générateurs de Vapeur, situées à une altitude minimale de - 1,7 m,
 - entre la galerie technique, reliant le Bâtiment Contrôle-Bureaux au bâtiment des Annexes, et le sous-sol du bâtiment des Générateurs de Vapeur, situées à une altitude minimale de - 2,2 m.

Il s'agit de traversées coupe feu. Ces traversées de par leur conception et leur profondeur doivent pouvoir résister à une certaine colonne d'eau ou présenter des fuites limitées. Néanmoins il est considéré dans la présente évaluation que si le niveau d'eau dans le bâtiment des Annexes ou le bâtiment Contrôle Bureaux dépassait significativement le niveau de ces traversées, des entrées d'eau pourraient se produire, selon les cas, dans les bâtiments des Générateurs de Vapeur, Manutentions et Réacteur.

4.2.2. Risque d'inondation suite à des infiltrations

Les bâtiments Réacteur, Générateur de Vapeur et Manutention sont protégés des infiltrations par un cuvelage acier, dont la protection est suivie et contrôlée par des essais périodiques. De plus, le retour d'expérience disponible montre l'absence d'infiltration dans ces locaux. Le risque de remontées de la nappe phréatique directement dans ces bâtiments est donc très faible.

Par ailleurs, le retour d'expérience disponible sur la Centrale ne fait état d'aucune infiltration dans les bâtiments périphériques (Bâtiment Contrôle-Bureaux, Annexes, Galerie technique reliant le Bâtiment

Contrôle-Bureaux au bâtiment des Annexes), notamment lors des inondations de septembre 2002 et de décembre 2003. De plus, d'éventuelles infiltrations ne peuvent pas occasionner des débits importants susceptibles de noyer les bâtiments périphériques jusqu'aux traversées identifiées au paragraphe 4.2.1. Ces éventuelles infiltrations seraient pompées grâce aux pompes de relevage identifiées au paragraphe 4.1.2.2 ou par les moyens du Centre.

Ainsi le risque d'inondation des locaux contenant des équipements essentiels par infiltration est exclu.

4.2.3. Risques liés à des pluies intenses

Tel que présenté au paragraphe 4.1.3, le retour d'expérience montre que le réseau d'évacuation des eaux pluviales de la Centrale a permis d'évacuer correctement les fortes pluies, notamment lors de l'épisode pluvieux intense de septembre 2002. Des calculs enveloppes ont montré que le réseau existant, y compris les descentes d'eau pluviales des toitures, permet d'évacuer des précipitations de l'ordre de 100 mm/h, comparable à une pluie "centennale" pour la région. Des pluies d'intensité supérieures à la capacité d'évacuation des eaux pluviales pourraient conduire à des niveaux d'eau supérieurs au niveau + 0,0 m de Phénix d'où un risque d'inondation des bâtiments Réacteur, Générateurs de Vapeur et Manutention contenant les équipements essentiels tel que présenté au paragraphe 4.2.4.3, avec toutefois un débit bien inférieur.

4.2.4. Disposition vis-à-vis d'une crue du Rhône

4.2.4.1. Crue du Rhône comprise entre 38 mNGF et 38,53 mNGF

Tel qu'identifié lors des visites d'expertise (cf. paragraphe 4.2.1), en cas d'une crue du Rhône dépassant la cote +38,00 mNGF (70 cm sous le niveau +0,00 m de la Centrale Phénix), de l'eau peut se déverser dans le sous-sol du Bâtiment Contrôle-Bureaux via les bâches D1RE96 et D2RE96 et se répandre, par l'intermédiaire des trémies des galeries techniques, dans le sous-sol du bâtiment des Annexes, la station de pompage ainsi que le Bâtiment IPE.

Le temps nécessaire pour que le niveau atteigne les traversées identifiées au paragraphe 4.2.1, déterminé en considérant de manière pessimiste l'atteinte du niveau de la crue millénale majorée (38,42 mNGF) à la vitesse de 10 cm/h, puis le maintien à cette cote, serait de 15 heures environ.

Ainsi, dans le cas de la crue millénale majorée, de l'eau peut commencer à pénétrer dans les sous-sols des bâtiments Réacteur, Générateurs de Vapeur et Manutention une quinzaine d'heures après le début du déversement dans le sous-sol du bâtiment contrôle-bureaux, en commençant par le sous-sol du bâtiment des Générateurs de Vapeur.

En l'absence de mise en œuvre de moyens de mitigation, l'inondation serait semblable à celle présentée au paragraphe 4.2.4.3. Le délai avant l'arrivée d'eau dans les bâtiments sensibles (Générateurs de Vapeur, Réacteur, Manutention) serait toutefois bien plus important, et la vitesse de montée de l'eau bien plus faible.

Il est à noter que l'obturation des deux tuyaux de trop-plein (diamètre 200 mm) par lesquels arriverait l'eau du Rhône ne présente a priori pas de difficulté particulière et permettrait d'arrêter l'arrivée d'eau.

Enfin, dans la majorité des situations envisageables (niveau du Rhône plus proche de 38 mNGF que de 38,70 mNGF), les moyens de pompage de la Centrale et du centre de Marcoule permettraient d'éviter une montée d'eau importante dans les bâtiments contenant les équipements essentiels.

4.2.4.2. Crue du Rhône comprise entre 38,53 mNGF et 38,70 mNGF

Tel que précisé au paragraphe 4.2.1, en cas d'une crue du Rhône dépassant la cote 38,53 mNGF (soit 1 cm sous la CMS, cf. paragraphe 4.1.1), de l'eau peut s'écouler depuis la toiture de la station de pompage vers le sous-sol via des trémies et une cage d'escalier, et ainsi par l'intermédiaire des galeries techniques, pénétrer dans le Bâtiment Contrôle-Bureaux, le bâtiment des Annexes ainsi que le Bâtiment IPE.

Dans ce cas, les moyens de retenue et de pompage de la Centrale et du centre de Marcoule seraient mis en œuvre pour éviter une montée d'eau importante dans les bâtiments contenant les équipements essentiels.

En l'absence de mise en œuvre de ces dispositions, les conséquences attendues seraient semblables à celles exposées au paragraphe 4.2.4.3, avec toutefois des débits d'arrivée d'eau plus faibles et des délais supplémentaires du fait que l'eau, pour atteindre les bâtiments Réacteur, Manutention ou Générateurs de

Vapeur, devrait d'abord inonder des locaux annexes, et emprunter les traversées coupe-feu citées au paragraphe 4.2.1.

4.2.4.3. Crue du Rhône supérieure à 38,70 mNGF (niveau + 0,0 m de Phénix)

Une crue du Rhône supérieure à 38,70 mNGF, dépassant ainsi le niveau + 0,0 m de Phénix, correspondrait à une crue supérieure de 16 cm à la CMS (effacement du barrage de Vouglans superposé à une crue centennale) et présenterait un risque d'inondation des sous sols des bâtiments Réacteur, Générateurs de Vapeur et Manutention via les portails situés au niveau + 0,0 m de Phénix.

Il est à noter que les conditions de débit du Rhône nécessaires pour établir la cote correspondant au niveau 38,70 m NGF sont très difficiles à remplir. En effet, les études existantes montrent que :

- Pour des crues allant jusqu'à 9200 m³/s, le niveau du Rhône au droit de Phénix est régulé par le barrage de Caderousse à la cote 36,0 mNGF.
- Au-delà de 9200 m³/s les vannes du barrage sont complètement ouvertes et le niveau du Rhône s'élève, atteignant 37,9 mNGF pour le débit de crue millénale (12500 m³/s). À ce débit il n'y a pas de déversement par-dessus les digues.
- Pour des débits supérieurs, des déversements par-dessus les rives gauche puis droite apparaissent et limitent fortement l'augmentation du niveau :
 - Pour un débit amont de 15300 m³/s (crue millénale majorée), il y a un déversement au-dessus des digues de la rive gauche de près de 2000 m³/s, si bien que la montée du niveau à Phénix est limitée à 38,42 mNGF,
 - Au-delà, par exemple dans le cas de l'effacement du barrage de Vouglans conjugué avec la crue centennale, le niveau atteint 38,54 mNGF au droit de Phénix, et le déversement au-dessus des digues dépasse 4000 m³/s.

Pour les crues très importantes, les déversements en particulier en rive gauche limitent fortement la montée du niveau du fleuve en fonction de son débit. L'atteinte de la plateforme de Phénix au niveau 38,70 mNGF nécessiterait donc des débits de crue nettement plus importants que le débit de la crue majorée de sécurité.

Néanmoins, si le niveau de la plateforme venait à être dépassé, les sous-sols des bâtiments Réacteur, Générateurs de Vapeur et Manutention pourraient être inondés. Cela aurait pour conséquences :

- dans le bâtiment des Générateurs de Vapeur : submersion des équipements contenant du sodium situés au sous-sol.
Les réservoirs de stockage du sodium secondaire (A*RE01) subirait des efforts dus à la poussée d'Archimède, plus ou moins importants suivant la quantité de sodium qu'ils contiennent au moment de l'événement. Ces réservoirs posés sur des berceaux pourraient se déplacer et endommager les circuits sodium auxquels ils sont reliés. Cela pourrait conduire à une réaction sodium-eau-air,
- dans le bâtiment réacteur :
 - submersion des équipements contenant du sodium et en particulier les réservoirs sodium auxiliaire PS situés au sous-sol. Contrairement aux réservoirs A*RE01, les réservoirs PS sont ancrés. L'endommagement des circuits en liaison avec ces réservoirs ne peut cependant être exclu,
 - introduction d'eau dans le puits de cuve jusqu'à mi-hauteur environ. Aucun effet falaise n'est cependant attendu compte-tenu des différentes barrières entre l'eau et le sodium (cuve principale, cuve double enveloppe, Cuve d'Enceinte Primaire),
- dans le bâtiment Manutention :
 - submersion des équipements AMRE01 et AMPF01, associés au circuit de purification du barillet. En revanche, la cuve du barillet située à + 40,70 mNGF ne serait pas affectée. Ces équipements sont identifiés au paragraphe 2.2 comme équipements essentiels. L'analyse des situations de réactions sodium-eau liées à ces équipements est présentée au paragraphe 7 au titre de la gestion des situations pouvant conduire à un effet falaise,
 - noyage de la Cellule Annexe, de la sous-cellule et des locaux de l'installation de neutronographie,

- concernant la fosse des assemblages neufs, une arrivée massive d'eau ne conduit pas à un risque de criticité.

Les réservoirs de sodium gelé DSRE01 à 03 disposés verticalement dans le bâtiment des annexes au niveau +0,00 m dans un local ceinturé d'un muret béton continu de 1 m de hauteur. Néanmoins, de l'eau en provenance du sous-sol des Annexes pourrait pénétrer dans ce local via deux traversées de lignes de transfert de sodium. Le fond des réservoirs DSRE01 à 03 est situé à + 0,90 m par rapport au niveau + 0,00 m de Phénix, soit une marge significative vis-à-vis d'une éventuelle inondation. De l'eau pourrait éventuellement atteindre des brides de raccordement de ces lignes, situées à quelques centimètres du sol. Le risque de réaction sodium-eau serait alors associé à une inétanchéité du joint de ces brides, mais ce risque est faible et les conséquences seraient limitées à la bride et au local.

4.2.5. Mesures de protection complémentaires envisagées

Compte tenu des risques identifiés dans les paragraphes 4.2.2 à 4.2.4 d'inonder des équipements essentiels, des dispositifs d'isolement sur les lignes de trop plein reliant les bâches D1RE96 et D2RE96 (cf. paragraphe 4.2.1) au réservoir EBRE03 vont être installés. Les actions d'isolement associées en cas de risque d'inondation seront intégrées dans les procédures existantes.

Par ailleurs, deux études peuvent être envisagées, dans la mesure où elles aideraient à connaître plus précisément les marges par rapport aux risques d'inondation :

- évaluation de la marge sur le débit du Rhône avant atteinte de la plateforme Phénix, compte tenu des déversements,
- étude du dimensionnement du réseau d'eaux pluviales de la Centrale au regard de la capacité à évacuer les pluies de très forte intensité, dépassant les intensités déjà rencontrées.

Enfin, les mesures de protections complémentaires suivantes peuvent être envisagées :

- étude de création d'ouvertures entre la galerie technique (reliant le Bâtiment Contrôle-Bureaux et les Annexes) et l'IPE afin de favoriser un déversement d'une éventuelle inondation vers l'IPE et utiliser la capacité de rétention importante du sous-sol du bâtiment IPE dont tous les équipements sont hors service,
- établissement d'une procédure de préparation des moyens mobiles de pompage dans les locaux identifiés en cas de crue ou de pluies intenses annoncées,
- approvisionnement et pré-positionnement de moyens permettant de limiter l'entrée d'eau dans les locaux (boudins anti-inondation,...),
- évaluation de la tenue à une hauteur d'eau des traversées coupe-feu identifiées au paragraphe 4.2.1, et éventuellement étude de travaux de renforcement de ces traversées,
- mise en place de visites périodiques des réseaux de collecte d'eaux pluviales.

5. AUTRES PHENOMENES NATURELS EXTREMES

5.1. CONDITIONS METEOROLOGIQUES EXTREMES LIEES A L'INONDATION

Les conditions considérées ici sont le vent violent, la grêle et la foudre.

Foudre

Conformément à la réglementation, les installations électriques de la Centrale Phénix sont protégées contre les effets de la foudre. Les effets potentiels de la foudre sont des pertes d'alimentations électriques et des départs de feu.

Etant donné que l'installation n'est pas exposée au risque d'effet falaise par perte d'alimentations électriques (voir chapitre 6), une éventuelle dégradation des installations électriques par la foudre ne pourrait pas non plus conduire à un effet falaise. L'indisponibilité de moyens de pompage d'eau nécessitant une alimentation électrique suite à la foudre serait sans effet sur le risque d'effet falaise : comme indiqué au chapitre précédent, ces effets falaise ne sont attendus que pour des arrivées d'eau massives, et les moyens de pompage à alimentation électrique, principalement fixes (cf. paragraphe 4.1.2.2) présentent une capacité marginale par rapport aux moyens mobiles de type « motopompe » (cf. 7.2.3).

La foudre peut par ailleurs engendrer des départs de feu. Il a déjà été considéré au chapitre précédent que des effets falaise étaient susceptibles d'apparaître pour des inondations dépassant le dimensionnement de l'installation. D'éventuels départs de feu dus à la foudre ne changeraient pas significativement les niveaux de pluie ou de crue nécessaires à l'apparition de ces effets falaise.

Vent et/ou grêle

Tel que présenté au paragraphe 4.2.3, il apparaît que le réseau d'évacuation de l'eau pluviale permet d'évacuer des pluies d'intensité "centennales".

Néanmoins, en supposant des pluies exceptionnelles cumulées à de la grêle bouchant les descentes d'eau pluviale des toitures ainsi que les regards des réseaux d'évacuation des eaux pluviales pendant une durée importante, les conséquences suivantes peuvent être envisagées :

- montée du niveau d'eau sur les toitures, nécessairement limitée à terme, par la fonte de la glace sous l'effet de l'eau de pluie, et par la possibilité de dégager les avaloirs,
- risque de bouchage d'une tuyauterie de descente d'eau pluviale dans son tronçon inférieur et entraînant sa rupture ; ce risque est à considérer pour le bâtiment des Générateurs de Vapeur dont les tracés des descentes d'eaux pluviales ont un parcours interne au bâtiment. Vis-à-vis des capacités sodium en sous-sol, ce risque est limité par les dispositions d'étanchéité des trémies du plancher +0,00 m et des surbaux de hauteur minimale 5 cm. Des fuites à travers d'éventuelles inétanchéités du plancher sont possibles mais ne devraient pas conduire à des débits de fuite importants,
- niveau d'eau susceptible de dépasser le niveau 0 de la Centrale Phénix et ainsi inonder les bâtiments Réacteur, des Générateurs de Vapeur et Manutention contenant les équipements essentiels tel que présenté au paragraphe 4.2.4.2, avec toutefois des débits d'arrivée d'eau bien inférieurs.

De façon analogue, des difficultés d'évacuation des eaux pluviales pourraient apparaître à cause de débris végétaux, en cas de vent violent cumulé à des pluies exceptionnelles. Il n'est pas attendu de problème au niveau des toitures, en raison de leur hauteur (plus de 30m au-dessus du sol), les mettant à l'abri des débris emportés par le vent. Par ailleurs, compte tenu de la configuration de la plateforme Phénix, il n'est pas particulièrement attendu de transport de débris végétaux par le vent (peu de végétation à proximité des avaloirs). Enfin, les avaloirs pourraient être dégagés par intervention.

Aucune disposition complémentaire n'est donc envisagée au regard du vent, de la grêle et de la foudre.

Les dispositions de gestion des situations pouvant conduire à un effet falaise induit par une inondation sont présentées au paragraphe 7.

5.2. SEISME DEPASSANT LE NIVEAU DE SEISME POUR LEQUEL L'INSTALLATION EST DIMENSIONNEE ET INONDATION INDUITE DEPASSANT LE NIVEAU D'EAU POUR LEQUEL L'INSTALLATION EST DIMENSIONNEE

Dans le cadre de l'évaluation complémentaire de la sûreté, il convient dans un premier temps d'examiner les risques d'inondation externe pouvant découler d'un séisme.

Pour Phénix, la seule source d'inondation de cette nature est le Rhône. La Centrale n'étant pas protégée du Rhône par une digue, aucune rupture de digue n'est à prendre en compte. Le seul événement susceptible de faire inonder Phénix par le Rhône suite à un séisme est donc l'élévation du niveau du fleuve, suite à une rupture de barrage ou d'écluse en amont du site.

Les études existantes concernant le risque d'inondation de Phénix par le Rhône s'appuient sur le fait que, de tous les barrages situés en amont de Phénix, c'est celui de Vouglans qui est le plus pénalisant, malgré son éloignement (plus de 200 km). Les retenues plus proches (Donzère, Bollène) sont en effet de capacité significativement plus faible.

Le cumul de l'effacement du barrage de Vouglans et d'une crue centennale conduit à un niveau d'eau légèrement inférieur à celui de la plateforme de Phénix (pour une différence de niveau "nominale" de plus de 3 mètres). On en déduit donc que la défaillance des retenues les plus proches, conduisant à une élévation du niveau du Rhône bien plus faible, laisserait une marge significative par rapport au risque d'inondation de la plateforme Phénix.

Il n'est donc pas nécessaire de prendre en compte l'inondation de la plateforme Phénix (dépassement du niveau 0 m) suite à un séisme ayant touché l'installation.

Dans ce paragraphe ne sont donc étudiés que les risques d'inondation de locaux contenant des équipements essentiels liés à des ruptures de tuyauterie d'eau suite à un séisme.

Dans la mesure où un séisme peut avoir dégradé un circuit en sodium, le principal risque est que l'inondation induite par le séisme n'atteigne une quantité significative de sodium fuyard.

Les mesures de gestion en cas d'inondation de ces locaux cumulées à des ruptures de tuyauteries sodium sont détaillées au paragraphe 7.

5.2.1. Bâtiment réacteur

En cas de rupture des circuits d'eau présents à l'intérieur du bâtiment réacteur, l'eau peut alors ruisseler jusqu'aux niveaux les plus bas, notamment via la cage d'escalier qui s'étend sur toute la hauteur du bâtiment Réacteur.

Les locaux intermédiaires contenant des équipements sodium, notamment le niveau -7,40 m, ne peuvent pas permettre l'accumulation de quantité importante d'eau, l'eau s'écoulant vers les niveaux inférieurs. Les locaux situés au niveau -7,40 m contenant des équipements sodium sont inertés à l'azote et sont fermés par des portes étanches résistantes à des différences de pression de +/- 0,5 mbar (5 mm d'eau). Le risque d'entrée d'eau dans ces locaux est faible du fait de la non-accumulation d'eau à ce niveau et est limité à des infiltrations.

L'hypothèse enveloppe d'une rupture de la totalité des circuits d'eau présents à l'intérieur du bâtiment Réacteur conduirait à une perte maximale de 80 m³ (en considérant la totalité des volumes des circuits soit 35 m³ pour EF, 20 m³ pour ET, 8,3 m³ pour UW, 8,3 m³ pour UE, 4,6 m³ pour US(N) et 4,6 m³ pour US(S) ; ces circuits étant des circuits fermés) représentant au niveau - 10,50 m une accumulation maximale de 5 cm dans les locaux non protégés par des surbaux, notamment dans le local du puits de la cuve principale.

Les locaux contenant les réservoirs de stockage primaire PSRE11 à 16 sont protégés de toute arrivée d'eau grâce à des surbaux de hauteur supérieure à 30 cm. Cependant, il n'est pas exclu que des fissures dans ces surbaux permettent à l'eau de rencontrer du sodium, si parallèlement un réservoir fuit.

Cette accumulation maximale de 5 cm serait temporaire car l'eau continuerait à s'écouler dans les alvéoles situées à -13,70 m, notamment dans le local contenant le réservoir sodium de point bas PSRE17 car la trappe fermant la trémie permettant l'accès depuis le niveau -10,50 m n'est pas étanche à l'eau. Le réservoir de point bas PSRE17 serait complètement noyé, toujours en considérant de manière très enveloppe la rupture de la totalité des circuits d'eau présents dans le bâtiment Réacteur.

A noter qu'aucune pompe de relevage n'est disposée dans le bâtiment réacteur.

5.2.2. Bâtiment Manutention

En cas de rupture simultanée de l'ensemble des circuits et équipements situés dans le bâtiment Manutention contenant de l'eau (hypothèse très enveloppe), soit :

- la totalité des volumes des circuits fermés : 80 m³ (en considérant la totalité des volumes des circuits soit 35 m³ pour EF, 8,3 m³ pour UW, 8,3 m³ pour UE, 4,6 m³ pour US(N) et 4,6 m³ pour US(S)),
- 40 m³ déversé par le circuit ED (correspondant au volume du circuit ED ainsi que la vidange du réservoir EDRE03),
- rupture des 2 réservoirs d'effluents liquides ELRE08 à 09 : 2 x 17 m³,

le volume total de fuite serait de 140 m³ et conduirait à une hauteur d'eau maximale de 10 cm au niveau - 10,50 m du bâtiment Manutention. Le local contenant le piège froid du barillet est protégé par un surbau d'environ 8 cm. Compte-tenu que l'eau présente au niveau - 10,50 m se déversera vers les alvéoles à - 13,70 m, et du caractère très enveloppe de l'évaluation du niveau d'eau induit par la rupture des circuits, il semble raisonnable de penser que le surbau du local protégera d'une arrivée d'eau dans le local. Les autres locaux contenant des équipements essentiels situés à ce niveau sont protégés par des surbaux. Cependant, il n'est pas exclu que des fissures dans ces surbaux permettent à l'eau de rencontrer du sodium, si parallèlement un réservoir fuit.

5.2.3. Bâtiments Annexes, Bâtiment-Contrôle-Bureaux, galeries techniques

Des tuyauteries identifiées au paragraphe 4.2.1 traversent sous le niveau + 0,00 m les parois entre les bâtiments Réacteur, Générateur de Vapeur et Manutention et les bâtiments périphériques Annexes, Bâtiment Contrôle-Bureaux et galeries techniques.

De nombreux circuits d'eau (eau brute, eau traitée, eau déminéralisée,...) transitent dans les bâtiments Annexes, Bâtiment-Contrôle-Bureaux. Ces bâtiments et galeries communiquent entre eux, ainsi qu'avec la station de pompage par les galeries techniques situées au niveau - 3,20 m.

Les 2 cas représentatifs suivants sont étudiés :

- la rupture du circuit d'eau brute sur la ligne de retour depuis le château d'eau, dans le sous sol du Bâtiment des Annexes, provoquant la vidange du château d'eau. La vidange du château d'eau provoque également sur seuil bas du niveau du château d'eau, la mise en service de la deuxième pompe d'alimentation du château d'eau, ainsi les 2 pompes d'eau brute fonctionnent simultanément avec un débit total de l'ordre de 2 500 m³/h. La rupture simultanée des autres circuits d'eau est négligée.

Si la rupture a lieu dans la galerie hors des bâtiments, la pression pourrait soulever une plaque de fermeture de regard située à l'entrée du hall des Générateurs de Vapeur et conduire ainsi à une entrée d'eau dans le hall. Il est envisagé de modifier cette plaque afin de garantir son maintien en position dans cette situation.

Dans les deux cas, la rupture du circuit d'eau brute inonderait les bâtiments Annexes, Bâtiment-Contrôle-Bureaux, Station de pompage ainsi que les différentes galeries techniques reliant ces bâtiments². Les 2 pompes d'eau brute peuvent fonctionner pendant 1 heure avant que cette inondation n'atteigne la cote minimale des traversées identifiées au paragraphe 4.2.1 (en ne considérant pas de déversement vers l'IPE disposant d'un volume de rétention important) et n'inonde le sous sol du bâtiment des Générateurs de Vapeur. Cette durée de 1 heure apparaît suffisante pour permettre la détection de la fuite et l'arrêt des 2 pompes d'eau brute,

- la rupture de canalisations reliant directement le Rhône à la Centrale Phénix (par exemple la canalisation reliant le réservoir EBRE03 au Rhône). L'eau se déverse alors dans le sous sol des bâtiments Bâtiment-Contrôle-Bureaux, Annexes, Station de pompage de la Centrale. En considérant un niveau du Rhône de 36,22 mNGF correspondant à une crue "centennale", le niveau d'eau atteint dans les bâtiments Bâtiment-Contrôle-Bureaux, Annexes, Station de pompage serait inférieur à l'altitude minimale des traversées identifiées au paragraphe 4.2.1 et ne permettrait donc pas d'inonder des locaux contenant des équipements essentiels.

² A noter que 3 portes (non étanches) sont disposées dans la galerie reliant le Bâtiment Contrôle-Bureaux au bâtiment des Annexes. Ces portes conduiraient à des transitoires plus ou moins longs durant lesquels des hauteurs d'eau accumulées seraient plus importantes dans le bâtiment des Annexes que dans le Bâtiment Contrôle-Bureaux.

Ainsi, une inondation interne dans les bâtiments périphériques et galeries techniques ne conduirait pas à un événement associé à un effet falaise dans les locaux contenant des équipements essentiels.

5.2.4. Fuite du château d'eau

Le château d'eau est un réservoir cylindrique de 1 300 m³ semi-enterré implanté à la cote 58,5 mNGF sur les flancs de la dent de Marcoule à l'Ouest de la Centrale. En cas de fuite du château d'eau, l'eau contenue dans ce réservoir se déverserait vers les bâtiments des Annexes et des Générateurs de vapeurs situés en contrebas.

En cas de fuite de ce château d'eau, en considérant que 50 % du volume d'eau contenu dans le château d'eau (soit 650 m³) se déverse instantanément dans le bâtiment des Générateurs de Vapeur via le portail situé à l'Ouest de ce bâtiment, la hauteur d'eau maximale accumulée au niveau + 0,00 m serait d'environ 0,75 m. Le plancher est relativement étanche et la plupart des traversées sont munies de surbaux. En considérant également que la moitié du volume se déverse dans les locaux situés dans le sous-sol du bâtiment des Générateurs de Vapeur avant que l'eau ne refoule vers l'extérieur du bâtiment des Générateurs de Vapeur, la hauteur d'eau accumulée dans les locaux du sous sol (on considère de manière très enveloppe que l'eau ne pénètre que dans les premiers locaux, ce qui majore la hauteur obtenue) serait de l'ordre de 0,45 m. Les réservoirs de stockage de sodium secondaire ne seraient pas baignés, mais s'ils ont été endommagés par le séisme il pourrait y avoir une réaction sodium-eau importante. Il est toutefois à noter que, dès 2012 en principe et jusqu'aux opérations de traitement du sodium secondaire dans le cadre de la mise à l'arrêt définitif et du démantèlement, les réservoirs seront gelés (c'est déjà le cas d'un des réservoirs). Il n'y aura donc plus, dans cette période, de risque de fuite de sodium depuis ces réservoirs.

Par ailleurs, la Centrale est située à plusieurs centaines de mètre du château d'eau. Compte-tenu de la hauteur de lame d'eau estimée et de l'absence d'équipements essentiels directement sur le chemin de l'eau, il n'est pas attendu d'effets significatifs sur l'installation dus à la charge dynamique de l'eau.

5.2.5. Fuite du bassin Pascal

Le bassin Pascal est un bassin de retenue d'eau potable qui surplombe le Centre de Marcoule au nord. Sa capacité est d'environ 2500 m³.

Les analyses réalisées quant aux conséquences de sa fuite, montrent que compte-tenu de sa localisation et de la topographie du site, Phénix ne serait pas significativement impactée, l'écoulement de l'eau s'effectuant préférentiellement vers le Sud.

5.2.6. Mesures de protection complémentaires envisagées

En fonction des risques identifiés dans les paragraphes 5.2.1 à 5.2.4 d'inonder des équipements essentiels « sodium », qui peuvent eux-mêmes avoir perdu leur étanchéité sous l'effet du séisme, les mesures de protections complémentaires suivantes peuvent être envisagées. Les dispositions déjà listées au paragraphe 4.2.5 ne sont pas répétées :

- étudier la création d'un chemin préférentiel pour l'eau en cas de ruptures de tuyauteries à l'intérieur du Bâtiment Réacteur vers des alvéoles du radier tout en veillant aux risques d'agression des équipements sodium présents dans cette zone,
- mise en place d'un bouchon étanche sur la trémie vers le local du réservoir PSRE17,
- mise en place d'une consigne d'arrêt des pompes d'eau brute suite à séisme.

6. PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES ET PERTE DES SYSTEMES DE REFROIDISSEMENT

Les équipements essentiels identifiés dans le cadre de l'évaluation complémentaire de sûreté au regard de l'accident Fukushima sont listés dans le chapitre 2 "Identification des risques d'effet falaise et des structures et équipements essentiels".

Toutefois, dans le cadre des autres accidents inventoriés au chapitre 2, et dans le cas des aléas examinés dans les chapitres 3, 4 et 5, l'alimentation électrique de certains systèmes peut aider à conserver une surveillance de l'état de l'installation. Il s'agit en particulier :

- de la "chaîne de santé", qui regroupe la surveillance radiologique de l'installation,
- du Système d'Acquisition des Mesures en situation Ultime (SAMU) et sa source d'alimentation (*),

(*) : Le système SAMU est décrit au paragraphe 6.2.2.

6.1. PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES EXTERNES

Cette situation correspond à la perte de l'ensemble des alimentations externes, à savoir l'alimentation 225 kV et les deux alimentations 20 kV.

6.1.1. Manque de Tension (MdT) - Alimentation par les groupes électrogènes principaux

L'alimentation électrique repose ici sur les groupes électrogènes D1 et D2.

Cette situation est considérée dans le référentiel de sûreté actuel de l'installation. Elle fait l'objet de la procédure de conduite incidentelle I9 "Manque de Tension confirmé".

6.1.1.1. Description des groupes conventionnels D1/D2

Ces deux groupes électrogènes sont constitués d'un moteur diesel et d'un alternateur accouplé et participent à l'alimentation en configuration de secours en Manque de Tension.

Les deux groupes Diesel D1/D2, y-compris leurs auxiliaires (compresseur, bache journalières, réserve d'eau, ...) sont implantés dans la partie Nord du Bâtiment Contrôle Bureau. Les armoires de relaying, de commande, ainsi que les ensembles redresseurs/batteries 48V des groupes sont aussi implantées dans ce bâtiment. Une partie des auxiliaires sont situés sous le niveau + 0,00 m.

La puissance de chaque diesel a été initialement dimensionnée afin d'alimenter l'ensemble des auxiliaires nécessaires pour assurer :

- la continuité de refroidissement du réacteur à l'arrêt,
- la sauvegarde des matériels,
- la permanence des sources de contrôle.

Dans cette configuration de secours, les auxiliaires FA/FB et GA/GB ne sont pas alimentés. Les actionneurs alimentés sont répartis sur les auxiliaires secours ZA/ZB.

Les jeux de barres secours ZA/ZB, peuvent alimenter indifféremment chacun des moteurs et transformateurs. En effet, en cas de défaillance d'un jeu de barres et seulement dans ce cas, ses utilisateurs peuvent se raccorder à l'un ou à l'autre. Ce choix de conception permet aussi que les deux jeux de barres soient alimentés par le Diesel restant en fonctionnement, en cas de perte d'un Diesel.

6.1.1.2. Mise en œuvre

La réalimentation se fait de manière à charger progressivement les Diesel, après obtention des valeurs correctes de tension et de fréquence. Le but est d'étaler dans le temps les courants de démarrage et ainsi sauvegarder la source de secours. On procède à un délestage puis à des relestages d'actionneurs (3 crans successifs).

Dans le cas d'un manque de tension 225 kV et du 20 kV, une séquence automatique de reprise est enclenchée (détection, protection, démarrage, confirmation, délestage, enclenchement et relestage) pour aboutir à la reprise des auxiliaires secours. Le démarrage en mode manuel est aussi possible.

6.1.1.3. Capacité – Durée de fonctionnement

Les groupes électrogènes, d'une puissance unitaire de 2 700 kVA, peuvent alimenter l'ensemble des deux jeux de barres "ZA et ZB".

Le bilan de puissance, à date du 8 mars 2004, présentait une réserve de puissance de + 288 kVA en configuration tranche en service et un seul groupe électrogène opérationnel.

Le bilan des principaux actionneurs ajoutés, modifiés et supprimés depuis cette date afin de vérifier que la puissance appelée reste inférieure à 2700 kVA conforte largement la réserve ci-dessus.

Le circuit fuel comprend un réservoir de stockage enterré de 25 m³ commun aux deux groupes électrogènes. L'alimentation de chaque groupe est assurée à partir d'un réservoir "journalier" d'une capacité de 500 litres. La durée de fonctionnement est supérieure à 3 jours sur la base d'une consommation journalière de 7,2 m³ (300l/h à pleine charge).

6.1.2. Manque de tension Généralisé (MdTG) - Alimentation par les groupes électrogènes Ultimes Secours

L'alimentation électrique repose ici sur les groupes électrogènes Ultimes Secours DE et DW.

Cette situation est considérée dans le référentiel de sûreté actuel de l'installation. Elle fait l'objet de la procédure complémentaire H3 "Perte des sources électriques externes et des deux Diesel principaux".

6.1.2.1. Description des groupes Ultimes Secours

Ces deux groupes électrogènes sont constitués d'un moteur diesel et d'un alternateur accouplé et participent à l'alimentation en configuration de secours en Manque de Tension Généralisé.

Les deux groupes électrogènes DE/DW, y-compris leurs auxiliaires (compresseur, bêche journalières, réserve d'eau, ...) sont implantés dans la partie nord-est et sud-ouest du site. Les armoires de puissances sont soit localisés au voisinage des groupes électrogènes, soit implantées dans les tours Ultime Secours UE/UW. Les armoires de relayage, de commande, ainsi que les ensembles redresseurs/batteries 48 V des groupes sont aussi implantées dans leur bâtiment respectif.

Les groupes, les auxiliaires et les tableaux de distribution sont qualifiés au séisme.

La puissance de chaque groupe électrogène d'Ultime Secours a été initialement dimensionnée afin d'alimenter l'ensemble des auxiliaires nécessaires pour assurer :

- la continuité de refroidissement du réacteur à l'arrêt par la reprise de l'alimentation électrique des actionneurs du circuit de l'Ultime Secours,
- par action manuelle de l'opérateur, au refroidissement du réacteur à l'arrêt par la reprise de l'alimentation électrique des actionneurs des circuits secondaires,
- par action manuelle de l'opérateur, au refroidissement du barillet par la reprise de l'alimentation électrique des actionneurs du circuit de liquide organique,
- par action manuelle de l'opérateur, à la continuité du refroidissement du puits de stockage n°1 de la Cellule des Eléments Irradiés par la reprise de l'alimentation électrique de la soufflante,
- la permanence des sources de contrôle des jeux de barres XL et XM.

6.1.2.2. Mise en œuvre

A démarrage automatique en cas de MdTG, ces groupes électrogènes sont dédiés à l'alimentation électrique des voies UE et UW du circuit d'Ultime Secours. Le démarrage en mode manuel est aussi possible.

6.1.2.3. Capacité – Durée de fonctionnement

Les groupes électrogènes, d'une puissance unitaire de 720 kVA, peuvent alimenter l'ensemble des actionneurs raccordés.

Le bilan de puissance, à date du 8 mars 2004, présentait une réserve de puissance de + 150 kVA à la situation de fonctionnement la plus pénalisante.

Le bilan des actionneurs ajoutés, modifiés et supprimés depuis cette date (évolution des consommateurs associés – SFE janvier 2011), afin de vérifier que la puissance appelée reste inférieure à 720 kVA, conforte la réserve ci-dessus.

Le circuit fuel comprend un réservoir de stockage enterré de 30 m³ par Diesel.
L'alimentation de chaque groupe est assurée à partir d'un réservoir "journalier" d'une capacité de 200 litres. La durée de fonctionnement est supérieure à 8 jours sur la base d'une consommation journalière de 3,7 m³ (154 l/h à 25 % de puissance nominale).

6.1.3. Alimentation par les batteries d'accumulateurs

6.1.3.1. Description de batteries d'accumulateurs puissance

Les auxiliaires de sécurité sont alimentés par l'intermédiaire de batteries d'accumulation dédiées. Les auxiliaires classés dans cette catégorie sont :

- la pompe de graissage de secours du Groupe Turbo Alternateur (GTA) (sans objet depuis l'arrêt définitif de production la Centrale),
- la pompe à huile de joints de secours du GTA (sans objet depuis l'arrêt définitif de production la Centrale),
- les moteurs auxiliaires d'entraînement des pompes primaires,
- les sources de contrôles (tension continue ou alternative) détaillées ci-après.

L'autonomie du générateur des moteurs auxiliaires des pompes primaires est d'une heure (tension 243 V – ensemble d'accumulateurs 450 Ah).

6.1.3.2. Description de batteries d'accumulateurs de contrôle

Les sources de contrôle sont des réseaux à courant continu ou alternatif :

- réseaux continus 127 V d'alimentation du relaying (MT, ...),
- réseaux continus 48 V d'alimentation du relaying,
- réseaux continus 48 V d'alimentation des régulations,
- réseaux continus 48 V d'alimentation du relaying de sécurité et électroniques de mesure associée,
- réseau continu 48 V d'alimentation du relaying de manutention,
- réseaux continus 48 V d'alimentation du relaying et des équipements des groupes électrogènes,
- réseaux alternatifs 230 V des calculateurs.

6.1.3.3. Capacité – Durée de fonctionnement

L'ensemble des générateurs ont été dimensionné pour une autonomie dite fonctionnelle de ½ heure. Les dimensionnements résultants des générateurs sont tous supérieurs (exemple : environ 8h pour le réseau « onduleurs » XM).

6.2. PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES EXTERNES ET INTERNES

6.2.1. Moyens mobiles extérieurs

En cas de perte totale des alimentations électriques externes et internes, un ou plusieurs groupes électrogènes extérieurs à l'installation peuvent être approvisionnés. Ces groupes électrogènes extérieurs à l'installation peuvent être raccordés au niveau des groupes électrogènes ultime secours DE / DW.

6.2.2. Robustesse de l'installation

Compte-tenu des éléments présentés précédemment, l'impact d'une perte totale des alimentations électriques (coupure des alimentations normale et ondulée et non démarrage des groupes électrogènes) sur les fonctions de sûreté est analysé ci-après.

Evacuation de la puissance résiduelle

Comme indiqué au chapitre 2, la perte des moyens actuels d'évacuation de la puissance résiduelle en réacteur, en barillet ou dans les cellules dans lesquelles transitent les assemblages n'a pas de conséquence compte-tenu des niveaux de puissance résiduelle actuels.

Confinement des matières radioactives et dangereuses

En cas de perte d'alimentation électrique, les ventilations générales et procédés assurant le confinement dynamique, sont arrêtées. Le confinement des matières est alors garanti par les barrières de confinement statique.

Du point de vue du risque de dégradation de barrières en cas de gel du sodium dans le réacteur et dans le barillet, les analyses préliminaires tendent à montrer que les niveaux de températures atteints :

- ne remettent pas en cause à long terme l'intégrité des gaines,
- ne remettent pas en cause à long terme l'intégrité des structures du bloc réacteur, et en particulier des structures de supportage du cœur.

Maîtrise de la réactivité et de la sous-criticité

Compte-tenu de l'arrêt définitif du réacteur, la chute des barres dans le cœur n'a plus à être assurée, dans les situations normales d'exploitation. Cette chute est quoi qu'il en soit assurée de manière passive par chute gravitaire en cas de perte d'alimentation électrique. Une perte totale des alimentations électriques n'a donc pas d'impact sur la maîtrise de la réactivité du réacteur.

En outre, la perte des alimentations électriques n'impacte pas la géométrie, la modération ni la masse dans les lieux où un risque d'accident de criticité est identifié. Le mode de contrôle des milieux fissiles n'est ainsi pas modifié par la perte des alimentations électriques. Les lignes de défense, mises en place pour assurer la sous-criticité des équipements, sont également maintenues en cas de perte de l'alimentation électrique.

Risques spécifiques liés au sodium

Vis-à-vis des risques spécifiques liés au sodium, en cas de perte totale des alimentations électriques, l'ensemble fonctionnel "production et distribution azote" reste opérationnel.

Surveillance de l'installation

Les équipements de radioprotection assurant la surveillance permanente de l'ambiance radiologique des locaux sont raccordés aux jeux de barres secours XMJB11/12. Ainsi, en cas de perte des alimentations électriques externe ou de manque de tension généralisée, leur alimentation électrique reste assurée via les groupes électrogènes DE ou DW. En cas de perte de ces groupes électrogènes, leur alimentation est assurée par batteries pendant 8 heures environ.

Le Système d'Acquisition des Mesures en situation Ultime (SAMU) permet en outre de disposer en différents endroits de la Centrale d'un nombre suffisant d'informations sur l'état du circuit primaire en particulier à la suite de situations accidentelles ayant entraîné la dégradation de la transmission de ces informations en salle de commande ou la perte de la salle de commande telles que :

- un grand feu sodium dans le bâtiment Réacteur,
- un séisme ayant entraîné la destruction de la passerelle de liaison réacteur / Bâtiment Contrôle-Bureau,
- la perte de la salle de commande,
- la perte du Répartiteur Centrale des Mesures (RCM).

La consultation du SAMU est possible via :

- un ordinateur transportable de consultation en salle de repli,
- trois ordinateurs transportables installés :
 - en salle de commande,
 - dans un local de crise au Bâtiment-Contrôle-Bureaux,
 - dans le bâtiment manutention au niveau + 0,0 m.

L'unité de traitement, les racks et les châssis de supportage de ces matériels sont résistants en cas de séisme. L'ensemble des liaisons et alimentations du système est réalisé dans des cheminements propres au système SAMU, résistants en cas de séisme.

À partir de chacun des postes de consultation du SAMU, il est possible d'obtenir (liste non exhaustive, limitée aux mesures pertinentes suite à l'arrêt du réacteur) :

- informations liées à la réactivité du cœur :
 - comptage neutronique sous cuve,
 - compte rendu du dernier basculement des fins de course de position basse de chaque barre de commande,
- température du sodium primaire,
- état du circuit ultime secours (US) (débit injection, température entrée circuit et aérorefrigérant),
- activité du ciel de pile et du circuit d'argon primaire,
- pression du ciel de pile,
- pression de couverture des réservoirs PSRE11/12,
- activité gamma du hall du bâtiment réacteur,
- présence de sodium dans la cuve double enveloppe, par bougies de détection de fuite,
- pression hall réacteur,
- niveaux de sodium de débordement et de dénoyage,
- informations liées au supportage du bloc réacteur :
 - température du point triple,
 - températures des attentes et zone de marnage,
 - température du toit,
- détection de fuite de la cuve du barillet par cordons de détection de fuite.

La capacité du système SAMU permet de surveiller des mesures supplémentaires.

Le SAMU est raccordé au jeu de barres secours XL, alimenté par les diesels d'ultime secours DE ou DW en cas de manque de tension généralisé. Il dispose en outre d'une alimentation autonome sur batteries avec une autonomie de 6 heures.

Finalement, la perte totale d'alimentation électrique n'engendre pas d'effet falaise. Cependant, les alimentations électriques jouent un rôle dans la surveillance de l'état de l'installation en situation dégradée (séisme, inondation, pertes de refroidissement).

6.3. PERTE DU SYSTEME DE REFROIDISSEMENT ULTIME

Dans le référentiel de sûreté actuel de la Centrale, les équipements faisant l'objet d'un refroidissement sont :

- les assemblages combustibles en réacteur et en barillet,
- les structures du bloc réacteur : Cuve d'Enceinte Primaire et Dalle du réacteur,
- le barillet de stockage,
- les assemblages combustibles en Cellule des Eléments Irradiés. Certains puits de stockage en cellule font par ailleurs l'objet d'un refroidissement par circulation forcée d'azote,
- le béton de la fosse d'entreposage des assemblages neufs.

Tel que présenté au paragraphe 2.1.2, compte-tenu du niveau de puissance résiduel réduit des assemblages combustibles, il n'y a pas de risque d'effet falaise en cas d'arrêt du refroidissement de ces équipements.

La Centrale Phénix dispose de deux sources froides indépendantes et diversifiées :

- l'eau du Rhône. L'eau est prélevée à l'aide de deux pompes redondantes au niveau de la station de pompage. Cette eau alimente le circuit ouvert d'Eau Brute (EB) via le château d'eau (le château d'eau peut si besoin être bipassé). Le circuit EB est lui-même la source froide de différents circuits fermés de la Centrale (circuit d'Eau Traitée – ET – notamment) utilisés pour le refroidissement des équipements,
- les tours aérorefrigérantes des circuits d'Ultime Secours UE et UW, dont la source froide est l'air.

Le circuit d'ultime secours et de refroidissement de l'enceinte primaire assure normalement le refroidissement de l'enceinte primaire qui comprend :

- la virole de cuve d'enceinte primaire,
- le fond de cuve d'enceinte primaire,
- la dalle (partie courante et traversées),

- les traversées du béton (tuyauteries de circuits auxiliaires) et l'attente de cuve d'enceinte primaire.

Ce refroidissement est nécessaire au maintien des critères de température du béton armé de l'anneau chaud de supportage de la dalle, et de la structure métallique de la dalle qui supporte l'ensemble du bloc réacteur. Par ailleurs, ce circuit était utilisé pour l'évacuation de la puissance résiduelle lorsque le réacteur était fonctionnant en cas de perte des circuits de sodium secondaire.

Tel que présenté au paragraphe 2.1.2, les niveaux de puissance résiduelle sont aujourd'hui tels que la perte totale des circuits de refroidissement ou de leur source froide, ne peut pas conduire à un effet falaise.

6.4. PERTE DU SYSTEME DE REFROIDISSEMENT PRINCIPAL, CUMULEE AVEC LA PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES EXTERNES ET DES ALIMENTATIONS INTERNES DE SECOURS

Compte-tenu des éléments présentés aux paragraphes précédents, la perte cumulée des alimentations électriques et des sources froides, ne conduit pas à des risques d'effets falaise.

7. GESTION DES ACCIDENTS GRAVES

L'objectif de ce paragraphe est d'évaluer la robustesse de l'organisation de crise actuellement prévue notamment par le PUI, pour faire face à différentes situations accidentelles et post-accidentelles, en particulier les situations susceptibles de conduire à un effet falaise retenues au titre de la présente évaluation complémentaire de sûreté.

7.1. MOYENS DE GESTION DE LA SITUATION DE CRISE

Afin de garantir une réactivité optimale en cas de situation d'urgence survenant sur un de ses centres, le CEA s'appuie chaque jour sur un dispositif d'astreinte et de permanence pour motif de sécurité, constitué de personnels prêts à intervenir 24h/24 et à se mobiliser dans les plus brefs délais.

Le CEA organise et participe chaque année à une vingtaine d'exercices de grande ampleur dont certains mobilisent l'ensemble de la chaîne décisionnelle et opérationnelle publique. Ces exercices permettent de tester l'ensemble des chaînes décisionnelle et opérationnelle dont l'efficacité et la réactivité sont essentielles pour assurer la meilleure gestion de la situation d'urgence voire de la situation extrême. Ces exercices permettent d'assurer ainsi l'entraînement des équipes de crise, de mettre à l'épreuve les moyens opérationnels mobilisables, de tester l'organisation de crise décrite dans les plans d'urgence, d'en vérifier l'efficacité et enfin de consolider le dispositif de gestion de crise grâce à l'exploitation d'un retour d'expérience.

Des exercices au scénario orienté pour prendre en compte le retour d'expérience de Fukushima seront proposés, dans le futur, en liaison avec les autorités compétentes.

L'organisation de crise mise en place par le CEA doit permettre de faire face à une crise qui surviendrait sur un ou plusieurs de ses 10 centres. Cette organisation repose :

- au niveau national, sur le Centre de Coordination en cas de Crise (CCC) situé à Saclay (avec repli possible à Fontenay-aux-Roses),
- au niveau local, sur un poste de commandement de direction local (PCDL) dans chaque centre.

Placé sous l'autorité de l'Administrateur Général du CEA ou de son représentant, le CCC est en liaison étroite et permanente avec le PCDL du centre où la crise est survenue. Le CCC, point de contact des autorités gouvernementales et des responsables des autorités de sûreté nationales, est notamment chargé de superviser et coordonner les interventions du CEA, arbitrer les choix stratégiques et consolider et diffuser l'information vers les pouvoirs publics nationaux, les médias, le personnel CEA.

Des Equipes Techniques de Crise, aux niveaux national et local, ont pour mission, en appui du CCC et du PCDL, de :

- valider le diagnostic de l'accident établi dans les premiers instants de la crise ;
- étudier l'évolution prévisible de la situation, et fournir un pronostic sur l'état de l'installation, les rejets, leurs conséquences dans l'environnement, ainsi que sur les parades envisageables ;
- anticiper les aggravations éventuelles de la situation en les identifiant et en proposant des parades préventives au niveau de l'installation.

7.1.1. Organisation en cas de crise

L'organisation du CEA Marcoule en cas de crise est détaillée dans le PUI du Centre de Marcoule. Cette organisation repose sur la mise en place des Postes de Commandement (PC) suivants :

- le Poste de Commandement Direction Local (PCDL) comprenant :
 - la Cellule Direction (CD) dirigée par le Directeur du Centre ou son représentant, elle assure les liaisons avec la Direction Générale du CEA et les pouvoirs publics locaux et nationaux. La Cellule Direction est localisée au bâtiment 600.
 - la Cellule Suivi Opérationnel (CSO) assure la coordination générale des interventions à l'intérieur du Centre. Elle est localisée au bâtiment 600,
 - l'Equipe Technique de Crise Locale (ETC-L) est composée de deux équipes :
 - une équipe chargée de l'expertise au niveau de la sûreté de l'installation (CEI). Elle gère l'information reçue de l'installation et joue un rôle d'expertise sur les aspects sûreté de l'installation (diagnostic/pronostic du terme source) et conseille le Poste de Commandement Direction Local sur les orientations à prendre. Cette équipe est localisée au bâtiment 600,

- une équipe chargée de l'expertise au niveau des conséquences radiologiques sur les populations et l'environnement (CCR).
Cette équipe est localisée au bâtiment 600,
- la Cellule Relations Humaines (CRH) en charge d'organiser les moyens humains (relève,...), la communication au personnel et aux familles. Elle est en liaison avec la Cellule Communication et la Cellule Suivi opérationnel.
La Cellule Relations Humaines est localisée bâtiment 600
- la Cellule Communication (CCOM) assure la communication de l'exploitant vers les populations et les médias et se limite à ce qui concerne le Centre et ses actions.
la Cellule Communication est localisée bâtiment 600,
- la Cellule Presse (CPRES), organe sur lequel s'appuie la CCOM pour la diffusion des communiqués de presse vers les médias locaux, la direction générale du CEA et les pouvoirs publics locaux et nationaux. C'est cette cellule qui supporte la pression médiatique locale.
la Cellule Presse est localisée dans la salle de réunion du Visiatome.
- le Poste de Commandement Installation (PCI) : placé sous l'autorité du Chef d'Installation ou de son suppléant (ou de l'ingénieur d'astreinte de l'installation, hors horaire normal). Le PCI agit en appliquant les Règles Générales d'Exploitation de l'installation, les consignes particulières traitant de la conduite à tenir en cas d'accident.
Le Poste de Commandement Installation (PCI) de Phénix est localisé au Bâtiment Contrôle Bureaux.
- le Poste de Commandement radioprotection SPR (PC SPR). Il assure les liaisons avec le personnel de radioprotection situé dans l'installation accidentée, dans les autres installations non accidentées, les équipes gérant le matériel et équipements respiratoires ainsi que toutes les équipes de radioprotection envoyées sur des missions particulières.
Le Poste de Commandement radioprotection SPR est localisé au bâtiment 40.
- le Poste Central de sécurité de la FLS (PC FLS) opérationnel en permanence.
En plus de ses missions habituelles la FLS a en charge en cas de PUI :
 - de renforcer son PC de sécurité situé au bâtiment 13,
 - d'activer et d'exploiter le réseau radio Direction,
 - d'activer les sirènes d'alerte et d'alarme et de diffuser les messages aux cantines,
 - d'établir en cas de besoin un PC mobile (moyen de communication entre le PC de repli de Paniscoule et le site) au PC de repli de Paniscoule à l'aide d'un véhicule équipé de moyens radios,
 - en liaison avec la Cellule Suivi Opérationnel et la Cellule Relations Humaines, de participer à l'organisation des transports en cas d'évacuation du site.

Par ailleurs une astreinte médicale assurée par le Service de Santé au Travail (SST), permet de prendre l'ensemble des dispositions nécessaires à la gestion des éventuels blessés.

A l'extérieur du site, le Château de Paniscoule peut être utilisé comme PC Direction de repli en cas de nécessité d'évacuation du site de Marcoule.

La Salle de repli de la Centrale Phénix est un local destiné à abriter plusieurs personnes (équipe de conduite, SPR, ingénieur) en cas d'incident entraînant l'évacuation ou l'indisponibilité de la salle de commande. Ce local, situé dans une galerie entre le bâtiment IPE et la station de pompage, est protégé des rayonnements par un voile de béton de 0,5 m d'épaisseur et permet une intervention rapide du personnel sur les équipements.

La salle de repli dispose de mesures relatives à l'état du réacteur ainsi que du réseau « SAMU » en cas de séisme.

7.1.2. Moyens de communication en cas de crise

Les moyens de télécommunication du Centre CEA de Marcoule sont gérés par le STIC (Service des Technologies de l'Information et de la Communication du CEA Marcoule). Ils desservent : le CEA, MELOX, Cisbio Bioassays, CENTRACO, Paniscoule et les entreprises extérieures installées sur le site.

Ces moyens sont répartis en divers types de lignes commutées ou non par Marcoule sur divers types de réseaux.

Réseau d'autocommutateurs

La communication en interne ou vers l'extérieur de la majorité des lignes téléphoniques de Marcoule est réalisée par un réseau d'autocommutateurs répartis sur le Centre. Ce réseau comprend un autocommutateur principal : assurant la commutation des lignes associées aux postes téléphoniques du CEA et des entreprises installées sur le site, ainsi que des autocommutateurs satellites dont l'autocommutateur DATI (Dispositif d'Alarme pour Travailleurs Isolés) de Phénix.

Lignes indépendantes

Les lignes indépendantes du réseau d'autocommutateurs sont les lignes qui ne transitent pas par le réseau d'autocommutateurs de Marcoule. On peut notamment citer :

- lignes de sécurité point à point extra site : ces lignes relient en "point à point" des postes particuliers de Marcoule à des correspondants extérieurs. Elles fonctionnent par appel au décroché. Elles sont utilisées en situation de PUI. Le commutateur gérant ces lignes est situé sur le Centre au bâtiment 34,
- lignes point à point intra site : ce réseau est constitué de lignes fonctionnant par appel au décroché mettant en relation uniquement certains abonnés du Centre, de MELOX et de CENTRACO. Elles sont utilisées en situation de PUI.

Réseaux téléphoniques spécifiques

Des réseaux téléphoniques spécifiques sont également disponibles et en particulier :

- réseau téléphone satellite : composé de 3 lignes satellitaire fixes dont un fax, dont les terminaux sont implantés au PCD-L. Il constitue un moyen de communication qualifié d'ultime secours en cas de défaillance des autres moyens de communication,
- réseau de téléphones rouges : un autocommutateur spécifique implanté au bâtiment 34 commute les appels au décroché des postes téléphoniques rouges du site de Marcoule vers le PC FLS, avec identification automatique de la localisation précise de l'appel. L'emploi de ces lignes est réservé aux communications urgentes vis-à-vis de la sécurité,
- réseau RIMBAUD (Réseau Inter Ministériel de Base Uniformément Durci) : réseau interministériel d'une fiabilité optimum qui regroupe, entre autres, tous les sites industriels pouvant présenter des risques pour les populations environnantes. L'emploi de ce réseau est notamment destiné à certaines communications nécessaires en cas de mise en œuvre du PUI,
- un système de messagerie électronique s'appuyant sur la même architecture de télécommunication que RIMBAUD. Elle permet des échanges de courriers électroniques interministériels. Le poste associé est situé au PCD-L, bâtiment 600.

Réseaux radio

Les réseaux radio exploités sur le site de Marcoule utilisent plusieurs bandes de fréquences distinctes sur lesquelles la communication est assurée au moyen d'émetteurs-récepteurs fixes, portables ou mobiles, intra ou extra site. Il s'agit notamment :

- du réseau "radio DIR" réservé à la Direction en cas de grèvement de la cellule de crise et donc utilisé notamment en cas de mise en œuvre du PUI,
- du réseau STI, exploité par le Service des Transmissions du Ministère de l'Intérieur et accessible par la FLS pour communiquer, en cas d'accident radiologique notamment, avec les hôpitaux de la région, les pompiers, etc.,
- du réseau SPR réservé aux équipes du SPR,
- du réseau FLS utilisé sur une fréquence "principale de travail" mettant en liaison le PC FLS et les équipes d'intervention de la FLS. Une fréquence de dégagement permet en outre de pallier toute défaillance des liaisons sur la fréquence principale.

En outre, un moyen radio spécifique permet de contacter directement le centre opérationnel de la gendarmerie (COG) de NIMES.

Réseau Alphapage

Le réseau Alphapage est un réseau de radiomessagerie qui utilise une infrastructure France Télécom extérieure au site de Marcoule. Ce réseau permet la transmission de messages vers les abonnés équipés de récepteurs, depuis le réseau téléphonique commuté par Marcoule.

Hors horaire normal, ce moyen peut être utilisé pour joindre les agents d'astreinte à domicile en cas de besoin.

Réseau de recherche de personnes

Le réseau de recherche de personnes est composé de récepteurs radio recevant les signaux depuis l'émetteur principal et ses 17 réémetteurs répartis sur le site ; la recherche est initiée par un appel téléphonique commuté par l'autocommutateur principal de Marcoule.

Réseau RISEE

Le réseau RISEE (Réseau Informatisé de Surveillance de l'Environnement et des Effluents) permet de centraliser et de visionner, outre les données propres au site de Marcoule :

- les mesures de toutes les stations fixes de mesures dans l'environnement du site de Marcoule,
- les données météorologiques fournies par le mât météo du site de Marcoule.

L'ensemble des informations disponibles sur ce réseau est retransmis à la Cellule Environnement du PC SPR (bâtiment 40) et à l'ETC-L (bâtiment 600).

Autocommutateurs de Phénix

Ces liaisons s'effectuent par l'intermédiaire d'un système de télécommunication composé de deux autocommutateurs implantés sur la Centrale Phénix. Ces autocommutateurs permettent l'ensemble des liaisons internes au Centre, au site de Marcoule, des liaisons externes ainsi que la diffusion de messages parlés (accès au réseau de sonorisation générale) et la recherche de personnes (bips).

La centrale possède en plus quelques lignes d'accès direct au réseau France Télécom (hors autocommutateurs), dont le cheminement est différent de celui des liaisons précédentes.

80 postes sont dits "secourus", c'est-à-dire repris par l'un ou l'autre des autocommutateurs, et gardent ainsi leur fonctionnalité même en cas de perte de l'un des autocommutateurs.

Il existe également un réseau d'interphones interne à PHENIX, totalement indépendant du réseau téléphonique, permettant des liaisons entre les principaux responsables. Ces interphones sont en général installés en permanence.

Réseau SAMU

Le réseau SAMU (Système d'Acquisition de Mesures en situation Ultime) installé sur Phénix permet de centraliser et de visionner un certain nombre de mesures représentatives de l'état du circuit primaire même en cas de feu sodium important dans le bâtiment réacteur (y compris après séisme).

Les racks d'acquisition, le cheminement des données et l'unité de traitement sont implantés en zone protégée (hors feu).

Les informations sont exploitables à distance depuis des postes de consultation répartis dans la Centrale : salle de commande, local de repli, bâtiment Manutention.

En situation de PUI, dès le passage en phase alerte et afin d'éviter les risques de saturation du réseau téléphonique du site, il est nécessaire de restreindre le trafic des lignes téléphoniques commutées par le réseau d'autocommutateurs de Marcoule. Les postes concernés par la restriction de trafic ne peuvent pas avoir accès au réseau opérateurs (pas d'appel ni de réception d'appel) et ne peuvent pas communiquer avec les autres entités du site. Les postes non restreints (NR) gardent leurs facultés d'origine.

7.1.3. Formation et exercices

La formation du personnel à la sécurité comprend plusieurs volets :

- la formation initiale à la sécurité, qui comprend le suivi d'une formation générale à la sécurité pour tout nouvel arrivant,
- la formation spécifique à la sécurité en fonction des risques liés au poste de travail de chacun,

- la formation spécifique et obligatoire pour pouvoir exercer certaines fonctions (chef d'installation, ingénieur sécurité d'installation).

L'équipe de quart, présente 24 heures sur 24 dans l'installation, comprend une équipe locale de premier secours, dont les membres sont formés à :

- s'assurer sur les secours ont été alertés, les alerter si cela n'est pas le cas,
- guider les secours à leur arrivée et les assister si nécessaire,
- procéder à l'évacuation du personnel dont la présence est inutile dans la zone sinistrée,
- effectuer les manœuvres techniques de sauvegarde d'exploitation,
- commencer la lutte contre l'incendie.

Ils sont également aptes, formés et entraînés au port d'appareil respiratoires isolants.

Chaque équipe de quart effectue a minima un exercice par an.

Par ailleurs, les interventions mineures, relativement fréquentes, constituent pour le personnel d'exploitation comme pour les services support (SST, SPR, FLS) des entraînements à l'emploi du matériel, à l'application des consignes et à la mise en œuvre des techniques, vis-à-vis des incidents potentiels plus importants.

L'ensemble du personnel de l'installation est formé à l'utilisation des extincteurs, avec recyclage périodique.

La FLS procède, pour son personnel, à des entraînements réguliers de mise en œuvre des moyens de secours prévus pour lutter contre les éventuels sinistres. Chaque année, la FLS effectue un exercice avec les services de secours extérieurs au Centre.

Enfin, des exercices de crise sont réalisés périodiquement au niveau de l'installation et du Centre.

7.2. MOYENS D'INTERVENTION ACTUELLEMENT DISPONIBLES

L'objectif de ce paragraphe est de décrire les moyens d'intervention actuellement prévus, notamment pour les situations accidentelles considérées dans le PUI.

7.2.1. Moyens d'intervention prévus en cas de feu de sodium

Le tableau ci-dessous présente les moyens d'intervention humains et techniques prévus pour la gestion post accidentelle relative à un feu de sodium, que ce soient les moyens internes ou externes à l'installation. En effet, la Centrale Phénix bénéficie de l'appui de la Formation Locale de Sécurité du Centre de Marcoule présente en permanence.

	Moyens internes Phénix	Moyens externes Phénix
Moyens Humains	<u>Heures ouvrables :</u> → intervention par le personnel présent en local le cas échéant → intervention par l'Equipe Locale de Premier Secours, gréée parmi les équipes d'exploitation présentes sur la Centrale aux compétences multiples (équipier intervention, responsable intervention, SPR, environnement,...)	<u>Heures ouvrables :</u> → intervention des unités spécialisées du Centre (Formation locale de sécurité, SPR) → intervention de moyens externes au Centre (SDIS, sécurité civile)
	<u>Heures non ouvrables :</u> → intervention par le personnel présent en local le cas échéant → intervention par l'équipe de quart en permanence sur l'installation → intervention par les personnels d'astreintes ingénieurs et techniciens mise en place de manière à rendre disponible l'ensemble des compétences sous 1 heure (commandement, gestion de l'intervention des secours internes et externes, radioprotection...)	<u>Heures non ouvrables :</u> → intervention des unités spécialisées du Centre (Formation locale de sécurité, SPR) → intervention de moyens externes au Centre (SDIS, sécurité civile)
Moyens Techniques génériques	Réseau SAMU : centralisation et de visionnage de certaines mesures représentatives de l'état du circuit primaire même en cas de feu sodium important dans le bâtiment réacteur	
Moyens Techniques spécifiques	Moyens disponibles sur place à proximité de l'accident : extincteurs mobiles MARCALINA	Camions d'intervention dédiés à Phénix, contenant de la poudre MARCALINA pouvant se raccorder à différentes colonnes sèches

En complément, il est à noter qu'il existe une convention d'assistance mutuelle avec d'autres sites nucléaires détenant du sodium (Centre CEA de Cadarache, Centrale EdF SuperPhénix), prévoyant la fourniture de compétences de deuxième niveau dans le cadre de la gestion des sinistres liés au sodium.

7.2.2. Moyens d'intervention prévus en cas de dissémination de matière radioactive

Le site de Marcoule dispose d'un réseau informatique permettant le contrôle en permanence et en temps réel du niveau de radioactivité dans l'environnement.

En amont de ce réseau, un ensemble d'appareils informatiques effectue des mesures en continu des paramètres radiologiques et météorologiques, tandis que des échantillons d'eau et de produits alimentaires sont analysés en laboratoire. Les résultats de ces mesures sont collectés au niveau de la cellule « environnement » du PC SPR.

Le choix des points de prélèvement à l'intérieur ou à l'extérieur du Centre est fait de façon à appréhender d'une manière aussi rationnelle que possible le devenir de la radioactivité rejetée et ses conséquences pour l'homme (irradiation externe, inhalation et contamination au niveau de la chaîne alimentaire). Les contrôles sont renforcés dans les zones où vit la population.

L'équipement de chacune des stations fixes de contrôle de la radioactivité atmosphérique à l'intérieur et à l'extérieur du Centre est donné dans le tableau ci-après.

Le tableau ci-dessous présente les moyens d'intervention humains et techniques prévus pour la gestion post accidentelle suite à un relâchement de matière radioactive ainsi que les moyens de surveillance.

	Moyens internes Phénix	Moyens externes Phénix	
Moyens Humains	Identiques à ceux présentés au paragraphe 7.2.1		
Moyens Techniques génériques	Identiques à ceux présentés au paragraphe 7.2.1		
Moyens Techniques Spécifiques	Masques de protection des voies respiratoires	Intérieur du Centre	→ Pompe de prélèvement atmosphérique équipée avec filtre et pièges à iode
			→ Balise de mesure de l'irradiation externe → Dosimètres thermo-luminescents → Barboteur tritium
	Appareils respiratoires isolants		Moyens de vérification de contamination du personnel et de décontamination des personnes.
		Extérieur du Centre	Quatre stations de surveillance de l'environnement, dotées de différents types d'appareils de mesure (irradiation, contamination).

7.2.3. Moyens d'intervention prévus en cas d'inondation

Les moyens humains mobilisables en cas d'inondation sont identiques à ceux présentés au paragraphe 7.2.1.

Les moyens techniques disponibles en cas d'inondation sont présentés au paragraphe 4.1.2.2 pour ce qui est des moyens internes à la Centrale Phénix. Au niveau du Centre de Marcoule, pour l'ensemble des installations, les moyens suivants sont disponibles :

- Fourgons Pompe Tonne (FPT) permettant un débit de pompage de 120 m³/h,
- camion citerne permettant un débit de pompage de 120 m³/h,
- groupes motopompes à moteur thermique permettant un débit de pompage de 240 m³/h,
- pompe type "vide-cave" permettant un débit de pompage de 24 à 72 m³/h. Cet équipement est anti-déflagrant,
- pompes électriques permettant des débits de pompage allant jusqu'à 220 m³/h. Ces pompes doivent être alimentées par une source externe (secteur, groupe électrogène, ou génératrice électrique présente dans le Véhicule d'Interventions Diverses),
- motopompes remorquables à moteur thermique permettant un débit de pompage de 120 m³/h.

7.2.4. Moyens d'intervention prévus en cas d'accident de criticité

Compte-tenu des éléments présentés au paragraphe 2.1.3.3, seul un accident de criticité survenant dans le barillet de stockage est retenu comme une situation susceptible de conduire à un effet falaise.

Dans les autres locaux de l'installation où il pourrait se produire un accident de criticité, celui-ci n'est pas retenu au titre des situations pouvant conduire à un effet falaise compte-tenu des conséquences limitées à l'extérieur du

site (cf. §2.1.3.3). Un accident de criticité pourrait cependant restreindre l'accès à certaines parties de l'installation compte-tenu de l'ambiance radiologique induite.

Vis-à-vis de la détection d'un accident de criticité, les locaux à accès permanent du bâtiment réacteur et du bâtiment des manutentions sont surveillés par des chaînes fixes de contrôle de radioprotection dont des chaînes de mesure du rayonnement gamma ambiant, utilisant des chambres d'ionisation. En cas de dépassement de valeurs seuil préalablement fixées, des alarmes sonores et lumineuses sont émises en local et sont centralisées. Ces équipements sont dotés d'une alimentation électrique secourue présentée au paragraphe 6.2.2. Il existe en outre des équipements permettant d'effectuer des mesures à la demande, dans des locaux non accessibles en permanence. A ces moyens fixes, s'ajoutent tous les moyens mobiles du SPR, mis en œuvre notamment lors des interventions et également mis à disposition au poste de travail pour évaluer le risque d'exposition.

Les moyens humains mobilisables en cas d'accident de criticité sont identiques à ceux présentés au paragraphe 7.2.1.

7.3. ROBUSTESSE DES MOYENS DISPONIBLES

L'objectif de ce paragraphe est d'analyser la robustesse des moyens de gestion de crise disponibles présentés au paragraphe 7.1.3 dans des situations plus pénalisantes que celles envisagées aujourd'hui, notamment :

- situations susceptibles de conduire à un effet falaise au sens de la présente évaluation complémentaire de sûreté,
- lors d'un accident survenant après un séisme ou une inondation.

7.3.1. Moyens d'intervention en cas d'accident susceptible de conduire à un effet falaise

Les situations pouvant conduire à un effet falaise retenus sont présentés au chapitre 2 et rappelés ci-dessous :

- fuites cumulées de la cuve principale, de la cuve double enveloppe et de la cuve d'enceinte primaire,
- fuite de la cuve du barillet cumulée à un défaut d'intégrité du cuvelage du puits de cuve du barillet,
- feu de sodium affectant le piège froid primaire en service,
- réaction sodium eau de grande ampleur affectant :
 - les réservoirs PS et le piège froid primaire,
 - les réservoirs de stockage secondaire dans le sous-sol du bâtiment des Générateurs de Vapeur.
- accident mobilisant le terme source radiologique des cellules.

Pour chacune de ces situations, on analyse les moyens de gestion de la situation actuellement en vigueur aux différents stades de l'accident ainsi que les moyens de protection de l'intégrité du confinement au regard des risques spécifiques liés au scénario analysé.

7.3.1.1. Fuites cumulées de la cuve principale, de la cuve double enveloppe et de la cuve d'enceinte primaire

7.3.1.1.1. *Rappel de la situation*

La situation actuellement envisagée dans l'analyse de sûreté est celle d'une fuite de la Cuve Principale cumulée avec une fuite de la Cuve Double Enveloppe, traitée par la procédure U3. Dans le cadre de la recherche d'effets falaise, il est considéré une aggravation de cette situation par une fuite de la Cuve d'Enceinte Primaire pouvant conduire à un feu de sodium voire une réaction sodium-béton dans le puits de cuve du réacteur, non protégé vis-à-vis des fuites de sodium.

Compte-tenu des dispositions de conception et d'exploitation mises en œuvre en cas de fuite de la cuve principale et de la cuve double enveloppe, leur cumul avec une fuite de la Cuve d'Enceinte Primaire est une situation peu vraisemblable.

La séquence accidentelle envisagée suppose que lorsqu'apparaît la fuite de la cuve principale, la cuve double enveloppe n'est pas en mesure de contenir cette fuite ni de diminuer le débit de sodium arrivant dans la Cuve d'Enceinte Primaire (CEP). En pratique, la fuite de la double enveloppe fait suite à la fuite de la cuve principale. La situation de fuite des deux cuves est donc identifiée alors que la fuite de la cuve principale a été confirmée et que la consigne accidentelle A3 "Perte d'étanchéité de la cuve principale" est en cours d'application. Hormis la surveillance de l'installation, cette consigne vise principalement à réduire le débit de fuite de la cuve principale par diminution de la pression du ciel de pile.

La cuve double enveloppe est maintenue en atmosphère d'azote, son étanchéité étant vérifiée périodiquement. Le scénario réaliste serait une fuite différée de la cuve double enveloppe ; néanmoins les études ont été menées en considérant de manière conservatrice la fuite simultanée des deux cuves.

La détection de la fuite de la cuve principale se fait par les bougies situées au fond de la double enveloppe.

La fuite de la cuve principale étant confirmée, la fuite de la cuve double enveloppe peut être mise en évidence via des paramètres redondants (cf. paragraphe 2).

Là encore, la tenue de la Cuve d'Enceinte Primaire remplie de sodium est assurée avec des marges significatives, rendant sa défaillance peu probable. Cette situation est cependant envisagée ici.

7.3.1.1.2. Moyens d'intervention existants

On considère ici l'hypothèse que la fuite de la Cuve d'Enceinte Primaire conduit à un feu de sodium dans le puits de cuve du réacteur. L'étanchéité du puits de cuve n'étant pas garantie, du sodium pourrait en outre fuir en dehors du puits de cuve.

Compte-tenu que le puits de cuve n'est pas protégé contre un feu de sodium une réaction sodium-béton pourrait conduire à la production d'hydrogène.

Afin de limiter les conséquences de cette situation, les dispositions suivantes pourraient être mises en œuvre :

- arrêt de la ventilation du système VE du puits de cuve,
- vidange des serpentins du circuit d'Ultime Secours au niveau du puits de cuve et de la Cuve d'Enceinte Primaire afin de limiter le risque de réaction sodium-eau.

7.3.1.1.3. Moyens complémentaires

L'analyse des marges de tenue au séisme de la cuve d'enceinte primaire ayant montré une robustesse très importante de celle-ci (marge d'un facteur 25), il peut être considéré que la situation de fuite simultanée des trois cuves est assez improbable pour ne pas envisager de mesures de protection complémentaires.

7.3.1.2. Fuite de la cuve du barillet cumulée à une perte d'étanchéité du cuvelage du puits de cuve du barillet

7.3.1.2.1. Rappel de la situation

La situation actuellement envisagée dans l'analyse de sûreté est celle d'une fuite de la cuve du barillet, traitée par la procédure U5 (cf. §2). Dans le cadre de la recherche d'effets fautive, il est considéré une aggravation de cette situation par une perte d'étanchéité du cuvelage du puits de cuve barillet pouvant conduire à un feu de sodium voire une réaction sodium-béton dans le puits de cuve du réacteur, non protégé vis-à-vis des fuites de sodium.

La détection de cette situation est réalisée de manière redondante par la détection d'aérosols dans le puits de cuve, la détection de fumées dans la ventilation du puits de cuve du barillet, voire par la détection d'hydrogène dans le puits de cuve.

La procédure U5 prévoit l'inertage en argon du puits de cuve du barillet puis son inertage en azote en cas de détection d'hydrogène.

Le cuvelage du puits de cuve barillet est solidaire des structures de béton du génie civil, lequel présente des marges significatives, notamment en cas de séisme.

Compte-tenu de ces éléments, un feu dans le puits de cuve du barillet ainsi qu'une détérioration du cuvelage du puits de cuve sont peu vraisemblables. Cette situation est cependant envisagée ici

7.3.1.2.2. Moyens d'intervention existants

On considère ici l'hypothèse d'un feu de sodium dans le puits de cuve du barillet.

Les difficultés d'accès au puits de cuve, accentuées par l'ambiance chimique liée au feu de sodium - rendraient inefficaces les moyens d'intervention actuellement prévus dans le PUI. Mis à part l'inertage du puits de cuve en argon ou en azote, aucun moyen d'extinction automatique dans le puits de cuve du barillet n'est disponible.

7.3.1.2.3. Moyens complémentaires

Les dispositions complémentaires suivantes peuvent être envisagées afin de rechercher une meilleure robustesse des moyens de gestion de cette situation accidentelle :

- mise en place d'équipement en citernes mobiles d'argon et d'azote et moyens d'injection mobilisables rapidement pour palier la défaillance de l'inertage du puits de cuve,
- aménagement d'un accès dédié en puits de cuve pour permettre l'amenée de moyens d'extinction telle que la poudre MARCALINA (type liaison colonne sèche).

7.3.1.3. Feu de sodium affectant le piège froid primaire en service

7.3.1.3.1. Rappel de la situation

Les circuits auxiliaires primaires dans lesquels circule en permanence du sodium sont situés dans des locaux tôlés maintenus sous atmosphère d'azote, dans lesquels la teneur en oxygène ainsi que degré d'hygrométrie sont contrôlés. L'atmosphère de ces locaux est en outre surveillée en permanence afin de détecter au plus vite un éventuel feu de sodium. Un feu de sodium affectant le piège froid primaire requiert ainsi la défaillance de l'équipement lui-même, associé à une défaillance des capacités d'inertage.

De plus, un feu de sodium dans le local du piège froid primaire serait vraisemblablement d'ampleur limitée du fait de l'auto-extinction du feu par anoxie compte-tenu du volume limité du local.

Tel que présenté au paragraphe 2, l'effet falaise identifié en cas de feu de sodium affectant le piège froid primaire correspond au relâchement dans l'environnement de l'intégralité du terme source Césium de l'équipement. Ainsi, des conséquences radiologiques importantes ne sont attendues qu'en cas de défaillance complémentaire de la filtration des locaux.

7.3.1.3.2. Moyens d'intervention existants

On considère ici l'hypothèse d'un feu de sodium affectant le piège froid primaire en service.

Même si elle ne considère pas directement la situation d'un feu de sodium affectant le piège froid primaire en service, la procédure de conduite accidentelle A6 "Feu de sodium en zone contrôlée" est applicable ici.

Compte-tenu de l'ambiance radiologique des locaux, une intervention en local afin de répandre de la poudre extinctrice serait vraisemblablement rendue très difficile. Les moyens d'intervention prévus dans le cadre de la procédure A6 et du PUI pourraient ainsi s'avérer inefficaces pour étouffer le feu.

Pour ce qui est des conséquences radiologiques de l'accident, les moyens techniques et humains d'intervention prévus dans le cadre du PUI radiologique permettraient de gérer l'intervention post-accidentelle.

En effet, l'objectif est, le cas échéant, de mettre à l'abri, évacuer voire décontaminer les personnes tout en assurant une surveillance radiologique de l'environnement. L'organisation et les moyens à mettre en œuvre pour réaliser ces opérations sont prévus dans le PUI.

7.3.1.3.3. Moyens complémentaires

Les dispositions complémentaires suivantes peuvent être envisagées afin de rechercher une meilleure robustesse des moyens de gestion de cette situation accidentelle :

- mise en place d'une citerne mobile d'azote mobilisable rapidement pour palier la défaillance de l'inertage du local,
- aménagement d'un accès dédié au local pour permettre l'amenée de moyens d'extinction tels que la poudre MARCALINA (type liaison colonne sèche).

7.3.1.4. Réaction sodium eau de grande ampleur

7.3.1.4.1. Rappel de la situation

Tel que présenté au paragraphe 4, une réaction sodium-eau de grande ampleur pourrait affecter :

- les réservoirs PS et le piège froid primaire dans le bâtiment réacteur,
- les réservoirs de stockage secondaire dans le sous-sol du bâtiment des Générateurs de Vapeur,
- les pièges froids secondaires entreposés.

Une telle situation pourrait survenir en cas d'arrivée massive d'eau dans un local contenant des équipements en sodium, cumulée à une perte d'étanchéité des équipements.

Un mode commun est cependant identifié, en cas de séisme et d'inondation induite : compte-tenu de la masse volumique du sodium, les efforts induits sur les équipements dus à la poussée d'Archimède, pourraient conduire à endommager les équipements et les circuits associés. Par ailleurs, le séisme, s'il dépasse l'intensité pour laquelle résiste un équipement « sodium », peut engendrer une fuite de sodium, et ce sodium peut être mis en contact avec de l'eau provenant d'une inondation induite par le séisme.

7.3.1.4.2. Moyens d'intervention existants

L'analyse réalisée au paragraphe 4 montre que les moyens actuellement disponibles vis-à-vis du risque d'inondation, et en particulier les moyens de pompage présents dans les locaux ou les moyens mobiles permettraient de lutter efficacement contre une inondation d'origine interne ou des infiltrations d'origine externe. Il semble raisonnable de penser que ces moyens de pompes permettraient de limiter le niveau d'eau dans les locaux, et notamment les locaux contenant du sodium. En particulier, le niveau d'eau atteint dans ces locaux en cas d'inondation interne ne conduirait pas à submerger des équipements en sodium.

La situation identifiée ici est celle d'une inondation externe majeure dépassant le niveau + 0,00 m qui pourrait conduire à noyer un certain nombre de locaux.

Compte-tenu de la cinétique très rapide d'une réaction sodium-eau, il n'est pas envisageable de prévoir de moyens de mitigation de la situation. Ce paragraphe analyse ainsi les dispositions envisageables en termes de prévention de la situation.

Seuls les moyens de pompage présentés au paragraphe 4 et 7.2.3 sont aujourd'hui disponibles pour faire face à une inondation. En cas d'inondation majeure, les moyens installés à demeure seraient vraisemblablement inutilisables, mais des moyens mobiles seraient disponibles. Il est toutefois à noter que les débits de pompage nécessaires peuvent être très importants, si la lame d'eau sur la plateforme devient significative.

En principe, une crue du Rhône peut être anticipée : même si elle est consécutive à la rupture du barrage de Vouglans, le délai avant la crue est d'environ 10 heures. Dans le cas d'une crue liée à des précipitations, la montée du niveau est très progressive. Des actions de vidange de circuits peuvent donc être conduites. Des protections des ouvertures des bâtiments par lesquelles l'eau risquerait d'arriver sont aussi envisageables.

En cas de réaction sodium-eau avérée, les actions post-accidentelles à mener consistent principalement à :

- éventer l'hydrogène résiduel produit par la réaction,
- pomper l'eau du local.

7.3.1.4.3. Moyens complémentaires

Les dispositions complémentaires suivantes peuvent être envisagées afin de renforcer la robustesse des moyens de prévention d'une réaction sodium-eau :

- mettre en place une procédure de préparation des moyens mobiles de pompage dans les locaux identifiés en cas de crue ou de pluies intenses annoncées,
- approvisionner et pré-positionner des moyens permettant de limiter l'entrée d'eau dans les locaux (boudins anti-inondation,...).

7.3.1.5. Accident mobilisant le terme source radiologique des cellules

7.3.1.5.1. Rappel de la situation

La Cellule des Eléments Irradiés ainsi que la cellule annexe sont susceptibles de contenir un nombre significatif d'assemblage et d'aiguille combustibles ou fertiles.

Tel que présenté au paragraphe 2, une dissémination dans l'environnement de l'intégralité de la matière présente dans les cellules est peu vraisemblable.

Dans le cadre de la présente évaluation complémentaire de la sûreté, l'effet falaise identifié correspond à une agression mécanique d'assemblages qui pourrait en mobiliser une fraction suffisante pour que son rejet, potentiellement non filtré, puisse conduire à des conséquences radiologiques significatives à l'extérieur du Centre.

7.3.1.5.2. Moyens d'intervention existants

En cas de dépassement du seuil d'activité à l'extraction de la cellule des éléments irradiés et de la cellule annexe, il est prévu d'orienter les effluents vers un piège à iode à charbon actif en complément des filtres Très Haute Efficacité. Dans l'hypothèse où le réseau de ventilation et le piège à iode n'ont pas été endommagés, cette opération permet de réduire très significativement les rejets radioactifs dans l'environnement.

Vis-à-vis des conséquences radiologiques de l'accident, les moyens techniques et humains d'intervention prévus dans le cadre du PUI radiologique permettraient de gérer l'intervention post-accidentelle.

En effet, l'objectif est, le cas échéant, de mettre à l'abri, évacuer voire décontaminer les personnes tout en assurant une surveillance radiologique de l'environnement. L'organisation et les moyens à mettre en œuvre pour réaliser ces opérations sont prévus dans le PUI.

7.3.1.5.3. Moyens complémentaires

Dans le cadre de la présente évaluation complémentaire de la sûreté, il n'est pas envisagé de moyens complémentaires permettant de renforcer la gestion de la situation.

7.3.2. Impact d'un séisme ou d'une inondation sur la disponibilité des moyens d'intervention

L'analyse des situations associées à des risques d'effet falaise a fait apparaître que, la Centrale étant à l'arrêt, il n'était pas nécessaire d'accomplir de manœuvres significatives de l'installation.

Les moyens d'intervention dont la disponibilité est examinée ci-après sont relatifs à :

- la lutte contre les inondations (pompage d'eau, barrages),
- la lutte contre des feux de sodium,
- l'éventage ou l'inertage de locaux.

Leur disponibilité est principalement liée à la possibilité d'atteindre la Centrale pour les déployer et effectuer les opérations nécessaires à leur mise en service.

7.3.2.1. Evaluation des conséquences

Les conséquences d'un séisme ou d'une inondation sur le Centre pourraient être les suivantes :

- perte totale des alimentations électriques et des fluides,
- un sur-accident dû à un incendie, une explosion ou un accident de criticité,
- dégradation des routes d'accès au Centre et aux installations pouvant notamment conduire à des difficultés de mobilisation du personnel d'astreinte,
- désordre possible au niveau des bâtiments,
- contamination potentielle de l'eau en cas d'inondation,
- contamination atmosphérique (rejets d'effluents gazeux radioactifs ou toxiques),
- présence de propane dans la zone nord du Centre,
- présence d'hydrogène dans la Centrale,
- présence d'eau corrosive (soude) dans la Centrale ou à proximité,
- non garantie de la disponibilité des moyens techniques d'intervention du fait de leur potentielle dégradation suite au séisme (réseau interne d'eau d'incendie, véhicule d'intervention...).

Il convient de plus de signaler que, dans un contexte d'événements extrêmes tels qu'il est demandé d'examiner dans le cadre de l'évaluation complémentaire de sûreté (séisme dépassant le dimensionnement de l'installation, inondations), la disponibilité des moyens externes au Centre (astreintes, services de secours, ...) peut également être remise en cause, compte tenu d'une part de l'absence de garanties quant à leur protection à l'extérieur du Centre, et d'autre part du contexte qui pourrait conduire ces moyens à être sollicités en priorité sur d'autres urgences.

De fait, cette situation perturbée a un impact sur la disponibilité des moyens d'intervention prévus dans le cadre du PUI.

Perte des alimentations électriques et des fluides

La perte totale de l'alimentation électrique au niveau du site a pour principales conséquences :

- l'indisponibilité de la plus grande partie des moyens de communication internes et externes (téléphone, sirène...),
- l'indisponibilité des moyens techniques d'intervention non autonomes électriquement (pompes, matériels de radioprotection, dispositif de mesures radiologiques, antennes relais pour les radios du site ...),
- l'indisponibilité des moyens de surveillance de l'installation

Les lignes téléphoniques directes permettant d'assurer un contact avec l'extérieur en cas de crise peuvent également être endommagées suite à un séisme.

Par nature, les liaisons radio et satellite sont intrinsèquement moins sensibles vis-à-vis du séisme et de l'inondation, ainsi que des pertes d'alimentations électriques.

Vis-à-vis de la surveillance de l'installation, le système SAMU (Système d'Acquisition de Mesures en situations Ultimes) a été conçu et réalisé afin de pouvoir obtenir, à partir de différents endroits dans la Centrale, des informations sur l'état du circuit primaire, en particulier à la suite de situations accidentelles ayant entraîné la dégradation de la transmission de ces informations en salle de commande ou la perte de la salle de commande ce qui pourrait être le cas suite à un séisme. Il est alimenté par les Diesel DE ou DW qualifiés au séisme et peut en outre fonctionner de manière autonome sur batteries pendant 6 heures. La description du SAMU est présentée au paragraphe 6.2.2.

La consultation du SAMU est possible en différents lieux de la Centrale.

L'unité de traitement, les racks et les châssis de supportage de ces matériels sont résistants en cas de séisme. L'ensemble des liaisons et alimentations du système est réalisé dans des cheminements propres au système SAMU, résistants en cas de séisme.

Incendie, explosion ou accident de criticité induits par un séisme

Certains équipements électriques n'étant pas requis pendant ou après un séisme, leur résistance en cas de séisme n'est pas garantie. Ainsi, un séisme peut avoir pour conséquence la survenue d'un ou plusieurs foyers d'incendie, en particulier du fait de courts-circuits électriques.

De même, des fuites pourraient survenir sur le réseau de gaz propane de l'installation et conduire à une explosion.

Enfin, le séisme est susceptible de générer un accident de criticité par dégradation de la géométrie de certains équipements ou arrivée d'eau.

La survenue de ces événements pourrait conduire à perturber la gestion de la crise

Néanmoins, le bon comportement attendu au niveau du génie civil et des équipements essentiels permet de penser qu'il est difficile d'envisager des situations se propageant à l'ensemble de l'installation. De plus, l'installation permet en règle générale différents moyens d'accès, ce qui permet de contourner une difficulté localisée pour pouvoir conduire les actions liées à la gestion de la crise.

Dégradation des routes d'accès au site et aux installations

La dégradation des routes en cas de séisme ou leur inondation peut rendre difficile les accès aux lieux d'intervention et isoler le site de Marcoule et la Centrale Phénix. L'accès au site et à l'installation pour les astreintes PUI, les renforts et les relèves ou encore les secours pourrait être difficile, d'autant qu'il est nécessaire d'emprunter un pont (Orsan, Chusclan, Codolet) ou un barrage pont (Caderousse), à l'exception de l'accès par le Nord via St. Etienne des Sorts. On peut également noter que la circulation sur les axes routiers principaux (Avignon-Bagnols sur Cèze, RN7 et autoroute A7) serait vraisemblablement difficile voire bloquée.

On peut toutefois noter que l'accès à la Centrale Phénix peut s'effectuer soit depuis l'entrée Sud via le Centre de Marcoule, soit directement depuis l'entrée Nord à partir de la route départementale.

Le PUI prévoit une heure pour l'arrivée sur site des astreintes. Pendant ce temps, la crise est gérée par les équipes en place 24 heures sur 24.

Désordre possible au niveau des bâtiments

Au niveau de la Centrale, les équipes de crises sont localisées dans le Bâtiment Contrôle Bureau.

Un poste de repli dimensionné au séisme est également localisé dans une galerie entre le bâtiment IPE et la station de pompage, où sont reportés certains équipements de surveillance de l'installation. Cependant, dans l'hypothèse où le séisme induirait une rupture des canalisations d'eau brute, le poste de repli pourrait être inondé. Il ne peut donc être valorisé en cas de séisme.

La gestion de crise au niveau du Centre de Marcoule est majoritairement réalisée depuis les bâtiments 600 et 13, ce dernier abritant actuellement les moyens matériels (véhicules d'intervention, ambulances, moyens de pompage, etc.) et humains de la FLS. La tenue au séisme de ces bâtiments n'est pas garantie. Le futur bâtiment de surveillance centralisée du Centre sera dimensionné au SMS.

Concernant le SPR :

- les équipements, les laboratoires et les matériels du SPR sont situés au bâtiment 40 dont la tenue au séisme n'est pas garantie. Par conséquent on émet l'hypothèse vraisemblable de la perte des moyens généraux du SPR ainsi que celle du fonctionnement des laboratoires après séisme,

- les véhicules d'intervention et ceux destinés aux mesures dans l'environnement étant stationnés sur un parking à l'extérieur du bâtiment, on peut les supposer opérationnels post-séisme sous réserve de mesures de bon sens (stationnement à l'écart de tout bâti, poteau, etc.).

Contamination potentielle de l'eau

Comme présenté au paragraphe 4, en cas d'inondation, l'eau pourrait s'infiltrer dans les différents locaux de la Centrale, tout particulièrement si l'étanchéité de certains locaux a été dégradée suite à un séisme. Plusieurs cas de figure peuvent ainsi être envisagés :

- l'inondation est limitée aux locaux conventionnels (hors zone contrôlée) où aux locaux de la zone contrôlée ne présentant pas de contamination (c'est le cas de la majorité des locaux). L'eau restera alors propre et pourra être pompée puis rejetée sans difficulté particulière,
- l'inondation atteint des locaux présentant une contamination surfacique significative. L'eau pourrait alors véhiculer une partie de cette contamination dans les autres locaux par ruissèlement. Compte-tenu de la nature de la contamination présente dans les cellules, essentiellement composée de copeaux et poussières métalliques activées dues aux opérations de découpe des assemblages (les cellules ne présentent pas de contamination par de la matière nucléaire), les débits de doses induits par cette contamination devraient restés limités et ne devraient pas perturber significativement la mise en œuvre de moyens de mitigation et des diagnostics particuliers.

Des dispositions particulières pourraient en revanche être à envisager avant de rejeter l'eau (filtration,...),

- l'inondation est cumulée à un accident radiologique mettant en jeu des assemblages irradiés. La contamination véhiculée pourrait alors être très significative avec présence de noyaux lourds. Des dispositions spécifiques devraient alors être mises en œuvre avant tout rejet dans l'environnement ou la nappe phréatique. Il pourrait par exemple s'avérer nécessaire de stocker temporairement l'eau contaminée afin de permettre un traitement de décontamination ultérieur,
- l'inondation entraîne une réaction sodium-eau. L'eau résiduelle pourrait alors être fortement corrosive du fait de la présence de soude. Ce caractère corrosif pourrait notamment endommager les moyens de pompage.

Là encore, des dispositions spécifiques devraient être mises en œuvre afin de traiter l'eau avant tout rejet dans l'environnement.

Contamination atmosphérique (rejets d'effluents gazeux radioactifs ou toxiques)

Selon les conditions atmosphériques et les dommages subis par la Centrale et les installations du Site, il est possible qu'une contamination atmosphérique significative règne sur le Centre.

Les moyens de surveillance dont dispose le Centre permettraient de détecter cette situation et de s'en prémunir au moyen des équipements de protection individuelle disponibles, ainsi qu'en adaptant les trajets empruntés pour rejoindre la Centrale.

Présence de propane dans la zone nord du Centre

Ce risque est présent en cas de fuite au niveau de la tuyauterie d'alimentation en gaz du Centre.

Cette situation pourrait être détectée par les appareils mobiles dont est dotée la FLS.

Il ne pose pas de problème particulier dans la mesure où l'apport de moyens de gestion de crise jusqu'à Phénix n'impose pas de passer à proximité de la zone dangereuse.

Présence d'hydrogène dans la Centrale

En cas de fuite de sodium et d'inondation, de l'hydrogène est formé. Il peut s'accumuler dans les locaux fermés.

Le risque associé est détectable à l'aide d'appareils portables dont est dotée la FLS.

En cas de risque avéré, des actions permettant de diminuer la concentration d'hydrogène seraient à mettre en œuvre. Elles retarderaient la mise en place des moyens d'intervention sans la rendre impossible.

Présence d'eau corrosive (soude) dans la Centrale ou à proximité

En cas de fuite de sodium et d'inondation, de la soude est formée. Selon sa température et sa concentration, elle peut poser des problèmes pour l'accès des personnes ainsi que pour la tenue du matériel d'intervention.

Il s'agit toutefois d'actions non urgentes, le pompage n'étant urgent qu'en tant qu'action préventive vis-à-vis d'une réaction sodium-eau.

7.3.2.2. Conclusion quant à la disponibilité des moyens d'intervention

L'analyse réalisée au paragraphe précédent tend à montrer que la disponibilité et la fonctionnalité des moyens techniques et humains nécessaires à l'intervention pourrait ne pas être totalement garantie suite à un séisme d'une intensité exceptionnelle : la mise en place de la gestion de crise telle que prévue dans le PUI risque d'être perturbée par des indisponibilités au niveau du matériel et du personnel prévus pour intervenir.

Il est à noter que, avant l'accident de Fukushima, le CEA avait déjà lancé la construction d'un nouveau bâtiment "SCM" dimensionné au SMS et positionné hors zone inondable, tant pour ce qui concerne le génie civil que les réseaux et outils de coordination des secours et interventions.

Ce bâtiment sera prochainement opérationnel. Il se décompose en 3 blocs :

- une aile dédiée au PC de crise,
- une aile dédiée à la Permanence pour Motif de Sécurité. Il sera constitué en particulier d'une salle de surveillance où sera situé le PC de supervision du Centre,
- une aile constituant le PC Sécurité de la FLS. Il comprendra la centralisation des alarmes, de la vidéo surveillance, des télécommunications par radio et des télécommandes sur les installations (par exemple, l'ouverture de portes).

Ce bâtiment sera entièrement secouru en cas de perte de l'électricité. Il détiendra un groupe électrogène de 250 kVA ainsi qu'un autre groupe électrogène de plus petite capacité (antisismique) qui permettra d'assurer la ventilation. Des réserves de fioul seront stockées dans des bacs tampons prévus à cet effet. Ainsi les fonctionnalités de gestion de crise d'une part, de la FLS d'autre part pour ce qui concerne le PC Sécurité uniquement seront sauvegardées en cas de séisme, pour une autonomie visée de 96 h.

Sur les autres aspects, des mesures complémentaires sont prévues pour améliorer la situation :

- un véhicule SPR équipé de matériel portable de radioprotection sera stationné à une distance suffisante du bâtiment 40 pour ne pas subir les effets d'un séisme sur ce bâtiment,
- deux camions d'intervention incendie FLS (dont un Marcalina) seront stationnés dans un lieu situé hors d'atteinte des éventuels effets d'un séisme,
- au moins un moyen de pompage (camion ou motopompe) devra être stationné de façon permanente sur un parking à une distance suffisante d'un bâtiment,
- un groupe de 250 kVA sera stationné en permanence dans un lieu situé hors d'atteinte des éventuels effets d'un séisme,

- un téléphone satellite sera placé au nouveau PC Sécurité FLS du Centre (cf. ci-avant),

Une analyse de la priorisation de la mise à disposition des moyens est également prévue.

Pour l'installation Phénix elle-même, il est prévu l'approvisionnement de moyens permettant de limiter l'entrée d'eau dans les locaux (boudins anti-inondation,...), ainsi que l'établissement d'une procédure de préparation des moyens mobiles de pompage en cas de crue ou de pluies intenses annoncées.

De plus, des études seront menées pour renforcer encore la robustesse des dispositions existantes ou prévues (inertage, extinction poudre).

Par ailleurs, vis-à-vis d'une inondation, en complément des dispositions complémentaires envisagées au paragraphe 7.3.1.4.3, il pourrait s'avérer nécessaire de disposer d'un volume tampon permettant de stocker provisoirement de l'eau potentiellement contaminée avant traitement et rejet dans l'environnement. L'utilisation de la fosse de l'IPE dans une telle situation paraît possible.

8. CONDITIONS DE RECOURS AUX ENTREPRISES PRESTATAIRES

Le recours à la sous-traitance est un acte normal d'entreprise, consistant à faire faire ce qu'on ne sait pas faire, ce que d'autres savent mieux faire ou ce qu'on ne peut pas faire en temps utile ou avec les moyens dont on dispose. Toutefois au CEA, il revêt un caractère sensible du fait qu'il implique des tiers dans le fonctionnement ou les activités de l'établissement public et dans l'exploitation d'installations réglementées, notamment dans le domaine nucléaire. Il est donc indispensable que le recours à la sous-traitance soit convenablement maîtrisé, ce qui nécessite un encadrement adéquat, en matière de sûreté et de sécurité ainsi que sur les plans juridique et technique, et qu'il fasse l'objet d'un suivi et d'un contrôle rigoureux.

La décision de faire appel à une entreprise extérieure fait dorénavant l'objet préalablement d'une analyse sur les risques et les modalités de l'opération et sur son intérêt économique pour le CEA.

Un marché de sous-traitance ne peut être confié qu'à une entreprise présentant les compétences requises par le cahier des charges, dotée de la technicité et disposant des moyens en rapport avec la nature et l'importance des tâches objet de la prestation ainsi que de l'organisation de nature à satisfaire les exigences du CEA en matière de sûreté et de sécurité. Cette dernière condition fait l'objet d'une attention toute particulière de la part des décideurs, tant lors de la définition des besoins, que de la sélection des offres et de l'exécution du marché.

Pour l'attribution des marchés de sous-traitance, le CEA applique le principe du mieux-disant, consistant à choisir l'offre qui présente les meilleures garanties de bon achèvement tout en étant économiquement avantageuse, c'est-à-dire celle qui est le plus en adéquation avec ses besoins et respecte au mieux, à un coût raisonnable, les exigences requises, notamment en matière de sécurité et de sûreté. A cette fin, la prestation sous-traitée fait l'objet, avant la procédure de mise en concurrence (appel d'offre, dialogue compétitif, ...), d'un cahier des charges définissant précisément les besoins de l'unité, les conditions posées à l'attribution du marché, les exigences établies, notamment en matière de sûreté, et le résultat attendu.

L'entreprise sous-traitante retenue par le CEA, doit, au cas où elle recourt elle-même à des entreprises sous-traitantes, respecter les règles fixées par les conditions générales d'achat du CEA et en particulier obtenir un accord écrit et préalable du CEA pour ce faire.

Par ailleurs, la situation de la sous-traitance, avec ou sans intervention de personnel d'entreprises extérieures, fait l'objet d'une information annuelle des Comités d'établissement et du Comité National, conformément aux articles L. 2323-55 et R. 2323-11 du code du travail. En cas de primo-sous-traitance, il y a également consultation du Comité d'Hygiène, de Sécurité et des Conditions de Travail.

8.1. CHAMPS D'ACTIVITE

Pour la Centrale Phénix, les principales opérations dans lesquels interviennent des prestataires sont :

- les opérations de maintenance curative ou préventive sur différents équipements,
- les travaux de modification de l'installation, quelle que soit leur nature,
- l'assistance liée à la propreté radiologique des installations (opérations de décontamination, installation de sas de chantier, conditionnement et évacuation des déchets),
- l'assistance liée à la propreté sodium (opérations de nettoyage, raclage, conditionnement et élimination),
- le suivi en service de certains équipements ou systèmes,

Certains contrats prévoient que le prestataire mette en place un système d'astreinte, auquel il peut être fait appel, pour des interventions de maintenance curative urgentes par exemple. Ces astreintes pourraient être mobilisées en cas de situation accidentelle, en fonction de leurs domaines de compétence.

Le CEA a également recours à des prestataires n'intervenant pas directement dans l'installation :

- études liées aux projets et modifications,
- maîtrise d'œuvre de travaux particuliers.

Enfin, des prestataires sont susceptibles de fournir une assistance sous forme de prestations intellectuelles, en particulier dans les activités suivantes :

- maîtrise d'ouvrage de travaux particuliers,
- suivi de projets,
- suivi qualité de l'installation (écarts, modifications, contrôles et essais périodiques),
- contrôle qualité des opérations sous-traitées,

- mise à jour de documents applicables,
- analyses de sûreté,
- expertises.

8.2. MODALITES DE CHOIX DES PRESTATAIRES

L'article 4 de l'arrêté du 10 août 1984 dispose que « l'exploitant, responsable de la sûreté de l'installation, est de ce fait responsable de l'application des dispositions du présent arrêté relatives aux activités concernées par la qualité. Pour les activités concernées par la qualité exercées par les prestataires, l'exploitant veille à ce que les contrats incluent la notification à ces prestataires des dispositions permettant l'application du présent arrêté.

L'exploitant exerce ou fait exercer sur tous les prestataires une surveillance permettant de s'assurer de l'application par ceux-ci des dispositions ainsi notifiées. En particulier, il veille à ce que les biens ou services fournis fassent l'objet de contrôles permettant de vérifier leur conformité à la demande. »

La circulaire du 10 août 1984 précise les termes de l'arrêté. Elle précise notamment que « la surveillance exercée sur les prestataires doit commencer au moment où ils sont choisis. Ce choix est effectué notamment sur la base d'une évaluation des aptitudes à fournir des biens ou services répondant aux exigences du client, que celui-ci soit l'exploitant lui-même ou l'un des prestataires, dans le cadre de l'application des dispositions de l'arrêté. Cette évaluation se fonde sur notamment sur la capacité technique du prestataire et l'organisation mise en place pour obtenir et maintenir la qualité de sa prestation.

En matière d'évaluation préalable des fournisseurs, le CEA dispose de deux outils.

Des procédures d'évaluation des fournisseurs

Ces procédures locales d'évaluation des fournisseurs permettent aux Directeurs de centres :

- de répondre aux exigences de la norme ISO 9001 et à celles de l'arrêté qualité en consolidant au plan transverse les positions locales adoptées par les unités,
- d'améliorer la surveillance de nos prestataires en traçant leurs performances et le suivi des actions d'amélioration qu'ils mettent en œuvre,
- de rendre accessibles les données et résultats au plus grand nombre.

Les données recueillies permettent de connaître les caractéristiques des entreprises dans les domaines juridique, financier, technique (domaines de compétences, moyens humains et techniques), organisationnel (qualité, sécurité), commercial (contrats conclus avec le CEA et avec d'autres clients). Elles permettent également d'évaluer les prestations (services, fournitures et travaux) réalisées par les entreprises dans le cadre d'un contrat sur la base de six critères, à savoir la conformité technique par rapport au cahier des charges, le respect des coûts, le respect des délais, le respect de la réglementation (notamment l'environnement, la sécurité, la radioprotection et la sûreté), la remise de la documentation prévue par le contrat et la qualité du service client. Ce recueil de données permet de contribuer au choix des fournisseurs, en mutualisant le travail d'évaluation effectué sur tous les aspects de la réalisation des prestations.

La Commission d'Acceptation des Entreprises d'Assainissement Radioactif (CAEAR)

Les opérations d'assainissement radioactif et de démantèlement sont des opérations qui induisent des risques spécifiques pour le CEA et pour ses prestataires. Pour prendre en compte ces risques, le CEA pratique une sélection des entreprises et prononce, après examen d'un dossier et réalisation d'un audit, une acceptation dans les domaines de l'assainissement ou du démantèlement. Ce dispositif permet de s'assurer préalablement à tout contrat avec une entreprise appelée à réaliser une prestation concernant l'assainissement et le démantèlement :

- de sa connaissance du métier,
- de la gestion des compétences de son personnel,
- de sa prise en compte de la sûreté et de la sécurité.

Des pages spécifiques sur les sites internet et intranet du CEA ont été mises en ligne pour informer les entreprises, les prescripteurs d'achats et les services commerciaux dans le respect des principes d'ouverture, d'équité et de transparence des procédures commerciales ; elles permettent de télécharger tous les documents nécessaires au fonctionnement du dispositif.

La procédure d'acceptation se déroule en cinq étapes :

- le renseignement du questionnaire d'évaluation préalable par l'entreprise candidate,
- l'étude de recevabilité, qui en cas d'issue favorable, conduit à la réalisation d'un audit d'évaluation,
- la réunion du comité technique,

- la décision de la commission,
- le suivi et le renouvellement de l'acceptation.

L'acceptation est accordée pour une durée maximale de 3 ans et par agence. Elle est délivrée de façon spécifique pour des domaines précis et bornés. L'élargissement des domaines concernés à des opérations de conduite d'installation est en cours d'examen.

Le système d'acceptation de la CAEAR permet ainsi de qualifier les entreprises respectant les exigences du CEA dans le cadre des opérations d'assainissement et de démantèlement. Il constitue un moyen de surveiller et de maîtriser les prestataires intervenant dans ces domaines qui sont appelés à avoir un développement important dans les prochaines années. La CAEAR permet une présélection des prestataires en fonction de critères de sécurité, de technicité, de compétence des opérateurs. Elle permet également de rechercher un partage des objectifs de sécurité avec les entreprises, une production de déchets optimisée,.... Elle contribue à maintenir et à développer la qualification des intervenants, et une meilleure intégration de la sûreté et de la sécurité dans le savoir-faire des entreprises.

Des programmes d'audits des fournisseurs et prestataires sont également élaborés et réalisés par chaque centre.

Les opérations de démantèlement hors milieu radioactif ne sont pas soumises à ces règles.

Pour l'installation Phénix, si les travaux, fournitures ou études concernent des circuits sodium, la compétence des prestataires dans ce domaine est spécifiquement examinée. Pour les activités d'assainissement sodium sur le terrain, les compétences requises sont systématiquement couplées à celles nécessaires à l'assainissement radioactif.

8.3. DISPOSITIONS PRISES POUR MAITRISER LES CONDITIONS D'INTERVENTION

Les obligations de sécurité que doivent respecter les titulaires de marché et leurs sous-traitants en application du code du travail (en matière de santé et de sécurité au travail, notamment de radioprotection) et du code de la défense (en matière d'accès aux installations d'importance vitale, de protection et de contrôle des matières nucléaires, de protection du secret de la défense nationale) sont joints aux marchés passés par le CEA. Les modalités retenues par les soumissionnaires pour respecter ces obligations font partie des critères de choix des entreprises.

Lors d'une intervention d'une ou plusieurs entreprises sur un site pour des travaux, le CEA en sa qualité d'entreprise utilisatrice, assure la coordination générale des mesures de prévention qu'il prend et de celles prises par le chef de l'entreprise extérieure. En conformité avec la réglementation, il définit et s'assure de la mise en œuvre des règles et dispositions prises au titre de la prévention des risques. Ces règles ont pour but de prévenir les risques liés à l'interférence entre les activités, les installations et matériels des différentes entreprises présentes sur un même lieu de travail occupées ou non à une même opération.

En préalable à toute intervention de travailleurs d'entreprises extérieures, une inspection commune des lieux de travail, des installations et matériels qui s'y trouvent permet d'échanger toutes les informations nécessaires à la prévention des risques, notamment la description des travaux à accomplir, des matériels utilisés et des modes opératoires dès lors qu'ils ont une incidence sur la santé et la sécurité. L'analyse de ces informations permet de mener une analyse des risques d'interférence, et de définir les mesures de prévention associées à ces risques. En matière de radioprotection, l'article R. 4451-8 du code du travail précise que « chaque chef d'entreprise est responsable de l'application des mesures de prévention nécessaires à la protection des travailleurs qu'il emploie ». En application de cet article, l'entreprise extérieure doit posséder ses propres compétences en radioprotection et doit être capable de fournir une prestation radioprotection vis-à-vis de son personnel à la hauteur des risques radiologiques présents sur le lieu de la prestation.

Le chef d'installation du CEA exerce son autorité en matière de sécurité dans le périmètre de son installation, sans préjudice des responsabilités de l'employeur des intervenants. Il est chargé de mettre en œuvre les actions nécessaires à la maîtrise des risques inhérents à son installation et aux travaux qui y sont réalisés.

En matière de radioprotection, il s'appuie sur l'expertise technique du service compétent en radioprotection du CEA (SCR/CEA) et il coordonne les interactions entre le SCR et l'entreprise extérieure.

La personne compétente en radioprotection de l'entreprise extérieure (PCR/EE) assure l'ensemble des missions prévues par le code du travail pour le compte de l'EE, en s'appuyant sur les informations fournies par les salariés de son entreprise et par le CEA. Ses prestations sont fixées par le contrat qui précise sa présence en permanence sur le site ou à certains moments (inspection commune préalable, plan de prévention, réunions périodiques de suivi, retour d'expérience en fin de prestation...).

La PCR/EE a la possibilité de se faire représenter sur le lieu de la prestation par un ou plusieurs techniciens qualifiés en radioprotection (TQRP). Les modalités de cette représentation doivent être acceptées par le CEA. Outre les dispositions réglementaires relatives à son personnel, la PCR/EE agit sous la responsabilité de son employeur et a la responsabilité de mettre en œuvre les actions liées à la radioprotection définies notamment dans le cahier des charges, le contrat, le plan de prévention et, le cas échéant, la convention signée avec le CEA.

Le SCR/CEA veille au respect des exigences définies dans le cahier des charges ; il participe à la réunion d'inspection commune et au plan de prévention et accompagne, dans l'installation et avant le début de leur prestation, les salariés de l'entreprise extérieure, la PCR/EE et le TQRP/EE et leur présente les risques radiologiques spécifiques à l'installation. Il s'assure que la PCR/EE et son représentant se sont appropriés le référentiel de radioprotection visé dans le cahier des charges et le plan de prévention et procède, en accord avec le Chef d'installation, aux contrôles nécessaires, sur la base d'un échantillonnage, permettant de garantir que l'EE met en œuvre les mesures de radioprotection qu'elle a la responsabilité d'appliquer. Il peut suspendre la prestation de l'EE à tout moment dès lors qu'il constate un risque avéré.

Conformément au principe d'équivalence: les dispositions de protection radiologique et le niveau de surveillance du personnel sont les mêmes pour tous les travailleurs exposés (CEA et entreprises extérieures).

Sur les cinq dernières années, le bilan des doses opérationnelles enregistrées est le suivant :

	2010	2009	2008	2007	2006
Dose collective de l'installation Phénix (H.Sv)	0,025	0,022	0,018	0,022	0,040
% de la dose collective intégrée par les Entreprises Extérieures	73%	54%	41%	43%	55%
Dose individuelle maxi (mSv)	1,39	1,09	0,713	0,736	1,39

Jusqu'en 2009, la Centrale étant en fonctionnement, la part de la dose collective intégrée par le personnel CEA était sensiblement égale à celle intégrée par les entreprises extérieures. Cela reste valable depuis l'arrêt du fonctionnement, sauf lorsque des travaux significatifs ont lieu, comme en 2010, auquel cas la part des entreprises extérieures devient plus importante.

Pour Phénix, il existe un module de formation spécifique pour les prestataires appelés à intervenir sur l'installation. Il permet de délivrer, dans les domaines de la qualité, de la sûreté, de la sécurité et de l'environnement, les messages principaux, en lien avec les risques spécifiques que l'on peut rencontrer sur la Centrale. Cela permet un rappel des risques et des règles associées directement aux futurs intervenants.

La coordination des interventions des prestataires sur l'installation, entre elles et par rapport aux activités d'exploitation, est gérée à l'aide d'une planification. A l'issue d'une intervention, le matériel important pour la sûreté fait l'objet d'une requalification intrinsèque et/ou fonctionnelle.

8.4. MODALITES DE SURVEILLANCE

Le recours à la sous-traitance implique du CEA un suivi spécifique, tout aussi rigoureux que la gestion d'une activité interne, mais dans la limite des responsabilités contractuelles et réglementaires du titulaire du marché et de ses sous-traitants éventuels. Ce suivi s'exerce dans tous les domaines concernant l'exécution du marché

(sûreté, sécurité, juridique, technique, social...) et fait intervenir, en tant que de besoin, les unités de support des centres.

Le CEA veille également à ce que l'entreprise prestataire (et ses sous-traitants éventuels) aient mis en place une organisation adaptée à la nature de la prestation et aux obligations de l'entreprise, et permettant de répondre aux objectifs de sûreté et de sécurité.

L'unité concernée du CEA doit veiller au respect des règles de sûreté et de sécurité par les entreprises sous-traitantes. En cas de non-respect de ces règles, elle dispose du droit d'arrêter unilatéralement la prestation ou de suspendre le marché et d'exiger qu'il soit porté remède à la situation dans les meilleurs délais sous la responsabilité de l'entreprise. Elle peut également lui appliquer des pénalités financières spécifiques.

Pour la Centrale Phénix, un interlocuteur représentant le CEA est désigné pour chaque prestation d'entreprise sous-traitante. Pour les travaux complexes touchant à des équipements importants pour la sûreté, un plan de qualité spécifique est préparé. Il permet de décomposer l'intervention, de spécifier pour chaque phase élémentaire si le CEA doit être informé ou si sa validation est requise, et de conserver la trace de réalisation et de vérification de toutes ces phases.

Dans le cas d'un fournisseur, le CEA peut demander à effectuer un contrôle à différentes étapes de la fabrication du matériel. Le matériel, s'il est appelé à concerner la sûreté, est accompagné d'un dossier complet rassemblant les différentes preuves de sa conformité (procès verbaux de contrôle, résultats d'examens dont contrôles de soudures, d'étanchéité, ...).

La surveillance d'un prestataire est réalisée par la maîtrise d'œuvre et directement par le CEA ou par un organisme de contrôle extérieur (désigné et surveillé par le CEA).

9. SYNTHESE

A la demande de l'ASN, le CEA a mené une évaluation complémentaire de la sûreté de la Centrale Phénix, au regard de l'accident survenu à la Centrale de Fukushima Daiichi. Conformément au cahier des charges de l'ASN, cette évaluation a été conduite sur la base des études existantes et du jugement d'ingénieur. Elle a permis d'identifier des études ou dispositions complémentaires qui peuvent être envisagées pour améliorer la robustesse de l'installation face à des situations extrêmes. Ces actions, rappelées ci-après, pourraient être mises en œuvre au regard de l'amélioration qu'elles seraient susceptibles d'apporter en termes de prévention, de résistance, ou de gestion des accidents.

La configuration retenue pour l'évaluation complémentaire est celle de la Centrale au 30 juin 2011, soit :

- Le réacteur est à l'arrêt depuis plus de 17 mois ; la fin du fonctionnement divergée ayant été prononcée le premier février 2010,
- Des assemblages combustibles fissiles et fertiles sont présents dans le réacteur et le barillet de stockage. Compte tenu de la date de fin du fonctionnement divergé, ces assemblages ont une puissance résiduelle faible, ne nécessitant plus aucun moyen de refroidissement,
- Le sodium du circuit primaire du réacteur est à une température réduite par rapport au fonctionnement divergé,
- Les circuits sodium secondaire du réacteur sont vidangés de leur sodium. Ce sodium est stocké dans des réservoirs prévus à cet effet.

Le dossier réglementaire de demande d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement est en cours de constitution. Les opérations de démantèlement de la Centrale sont prévues de se dérouler à partir de fin 2013 (date souhaitée pour l'obtention du décret de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement), avec deux étapes importantes de réduction des risques radiologiques et toxiques :

- 2017 : fin du déchargement des éléments du cœur (évacuation de plus de 99% de la radioactivité contenue dans l'installation)
- 2023 : fin du traitement du sodium coulable (traitement de plus de 99% du sodium présent dans l'installation).

Depuis 2009, afin de diminuer au plus tôt les risques présents dans l'installation, des opérations de préparation à la mise à l'arrêt définitif de la Centrale ont été engagées. Elles visent à évacuer des substances dangereuses présentes dans l'installation et qui ne sont plus nécessaires, à mettre en sécurité des circuits fluides et à aménager des locaux en vue du démantèlement.

L'évaluation complémentaire de la sûreté de la Centrale Phénix a conduit, dans une première étape, à identifier les risques d'effet falaise pouvant se produire en cas de séisme ou d'inondation supérieures à ceux considérés en dimensionnement, en cas de perte des sources d'alimentation électrique, de perte du système de refroidissement du réacteur et de cumul de ces deux pertes.

Un effet falaise se comprend comme une forte discontinuité dans le comportement de l'installation soumise aux situations extrêmes précédentes, et conduisant à des conséquences dans l'environnement significativement supérieures à celles considérées dans le référentiel de sûreté.

Pour la Centrale Phénix, les effets falaises identifiées pourraient résulter :

- d'une dissémination de matière radioactive,
- des risques liés au sodium,
- d'un risque de criticité.

Les structures et équipements dont l'endommagement ou la ruine sous les situations extrêmes retenues pour l'évaluation complémentaire de sûreté pourraient conduire à un effet falaise sont qualifiés d'essentiels.

Les structures et équipements essentiels identifiés vis-à-vis de ces différents risques sont :

Risque de dissémination de matière radioactive :

- dans le bâtiment réacteur :
 - la cuve d'Enceinte Primaire (en cas de fuite des 2 premières cuves),
 - les structures de supportage de la cuve d'Enceinte Primaire,
 - les pièges froids primaires,
- dans le bâtiment des Manutentions :
 - la cellule des Eléments Irradiés,
 - la cellule Annexe.

Risque lié au sodium :

- dans le bâtiment réacteur :
 - les réservoirs de sodium primaire
- dans le bâtiment des manutentions :
 - le barillet de stockage,
 - le réservoir de vidange du circuit de purification du barillet,
 - le piège froid du barillet,
- dans le bâtiment des Générateurs de Vapeur (sous-sol) :
 - les réservoirs de stockage du sodium secondaire,
 - les circuits auxiliaires des circuits sodium secondaires.

Vis-à-vis du risque de criticité le seul équipement essentiel identifié est le barillet de stockage, dans le bâtiment des Manutentions.

Par ailleurs, certains équipements pouvant en cas de chute agresser directement ou indirectement un équipement essentiel sont aussi identifiés.

Dans une seconde étape, une analyse de la robustesse de ces structures et équipements essentiels, ainsi que de certains agresseurs potentiels, a été réalisée vis-à-vis des situations extrêmes analysées dans l'évaluation complémentaire de sûreté. Les conclusions sont les suivantes :

Séisme

Les marges en accélération ont été évaluées par rapport aux sollicitations sismiques de dimensionnement. L'analyse de la robustesse montre que la robustesse des équipements essentiels est importante, avec une marge d'un facteur supérieur à 2, notamment pour la cuve d'enceinte primaire, équipement essentiel pour le confinement de la majorité de la radioactivité et du sodium de l'installation, dont la marge est d'un facteur de l'ordre de 25. Les bâtiments qui supportent les équipements essentiels ont une marge d'un facteur supérieur à 2, en particulier pour les infrastructures.

En ce qui concerne les bâtiments qui ne comportent pas d'équipements essentiels mais dont les déplacements sous l'effet d'un séisme pourraient impacter les bâtiments précédents, l'analyse de la robustesse fait apparaître des marges de facteurs supérieurs à 1,5.

Ces marges sont considérées comme suffisantes, et ne conduisent pas à envisager de dispositions complémentaires particulières au titre du séisme.

Inondation

Une crue du Rhône supérieure à la cote 38,70 mNGF présenterait un risque d'inondation directe des sous-sols des bâtiments réacteur, générateur de vapeur et manutention.

Ce niveau présente une marge de 16 cm par rapport à la Cote Majorée de Sécurité (rupture du barrage de Vouglans cumulée avec une crue centennale). Les conditions d'atteinte du niveau 38,70 mNGF sont très difficiles à remplir même pour des débits très élevés du Rhône car, compte tenu de la configuration des digues notamment en rive gauche, les déversements limitent fortement l'augmentation de niveau du fleuve. Si le niveau de la plateforme venait à être dépassé, des réservoirs contenant du sodium pourraient être submergés et, s'ils sont endommagés, des réactions sodium-eau seraient possibles.

C'est la raison pour laquelle, pour réduire ces risques, les études et mesures de protection complémentaires suivantes peuvent être envisagées :

- évaluation de la marge sur le débit du Rhône avant atteinte de la plateforme Phénix, compte tenu des déversements,
- étude de création d'ouvertures entre certains locaux en sous-sol afin de favoriser un déversement d'une éventuelle inondation vers l'IPE dont tous les équipements sont définitivement arrêtés,
- établissement d'une procédure de préparation des moyens mobiles de pompage dans les locaux identifiés en cas de crue annoncée,
- mise à disposition de moyens permettant de limiter l'entrée d'eau dans les locaux (boudins anti-inondation,...),
- évaluation de la tenue à une hauteur d'eau des traversées coupe-feu identifiées entre les bâtiments réacteur, manutention et GV.

Le retour d'expérience montre que le réseau d'eaux pluviales de la Centrale permet l'évacuation de pluies d'intensité forte (de l'ordre de l'intensité de la pluie centennale). Des pluies d'intensité supérieure pourraient conduire à des entrées importantes d'eau dans les bâtiments.

Il peut être envisagé, en complément des actions citées au titre de la crue du Rhône :

- d'étudier le dimensionnement du réseau d'eaux pluviales de la Centrale vis-à-vis de sa capacité à évacuer les pluies de très forte intensité, dépassant les intensités déjà rencontrées,
- de réaliser des visites périodiques des réseaux de collecte des eaux pluviales de la Centrale.

Autres phénomènes naturels extrêmes liés à l'inondation

Les agressions liées à la foudre, le vent violent et la grêle sont sans impact significatif sur le risque d'apparition d'effet falaise lié à l'inondation.

Pour ce qui est du risque d'inondation induite par un fort séisme, les études existantes permettent d'estimer que l'effacement des retenues les plus proches de la Centrale situées en amont sur le Rhône, conduirait à une élévation du niveau du fleuve trop faible pour avoir des conséquences notables.

L'inondation interne due à la rupture de tuyauteries d'eau dans l'installation en cas de séisme pourrait conduire au ruissellement en points bas des bâtiments de quantités d'eau limitées. Toutefois certains réservoirs de sodium dans le bâtiment réacteur, le bâtiment des manutentions et le bâtiment GV pourraient avoir également été endommagés par le séisme, ce qui risquerait de mettre le sodium au contact de l'eau.

Il peut être envisagé, en plus des dispositions résultant de l'analyse du risque d'inondation :

- d'étudier la création d'une voie préférentielle d'écoulement de l'eau dans le bâtiment réacteur vers les alvéoles du radier, en évitant le contact avec des équipements sodium,
- d'étancher une trémie donnant accès, à un réservoir sodium situé en point bas du bâtiment réacteur,
- de mettre en place une consigne d'arrêt des pompes d'eau brute suite à un séisme.

Perte des sources électriques et des sources froides

Les analyses menées montrent que, compte tenu entre autres de la puissance résiduelle faible des assemblages combustibles présents dans le réacteur et le barillet, la perte totale des alimentations électriques et la perte totale du système de refroidissement ne présentent pas de risque d'effet falaise.

Moyens de gestion des accidents graves

Au titre de la gestion des accidents graves, la robustesse des moyens d'intervention utilisables dans les situations à risque d'effet falaise a été évaluée.

Du point de vue organisationnel, la crise est gérée par les moyens humains et de communication mis en œuvre au titre du PUI du centre de Marcoule.

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

- moyens de lutte contre les inondations,
- moyens de lutte contre les feux de sodium,

Dans ces domaines, les dispositions complémentaires pouvant être envisagées sont précisées ci-après.

Protection en cas d'inondation :

- établissement d'une procédure de préparation des moyens mobiles de pompage en cas de crue annoncée,
- approvisionnement et pré-positionnement de moyens de protection (boudins anti-inondation, ...) pour protéger les accès de la station de pompage, du bâtiment réacteur, du bâtiment des manutentions et du bâtiment des générateurs de vapeur.

Lutte contre les feux de sodium :

- étude de la mise en place de citernes d'argon ou d'azote et de moyens d'injection pour assurer l'inertage de certains locaux sodium,
- étude de moyens d'injection de poudre MARCALINA dans ces locaux sodium afin d'assurer l'extinction d'un feu,

Les désordres que pourraient occasionner un fort séisme sur le Centre, comme par exemple la dégradation des accès aux installations, des incendies, des explosions, un accident de criticité ou des désordres au niveau des bâtiments, pourraient perturber la mise en œuvre de certaines actions. Il est toutefois à noter que la Centrale Phénix dispose de deux accès, soit depuis l'entrée sud via le Centre de Marcoule, soit

depuis l'entrée nord à partir de la routé départementale 138. De plus, dès avant l'accident de Fukushima, le CEA avait lancé la réalisation d'un nouveau bâtiment dimensionné au séisme, hors zone inondable et secouru électriquement, regroupant les différents moyens organisationnels et de communication dédiés à la gestion de crise (PC de crise, réseaux et outils de coordination des interventions, centralisation des alarmes, moyens de télécommunication et de télécommande sur les installations).

Une analyse approfondie de ces dispositions sera réalisée dans le dossier d'évaluation complémentaire de sûreté relatif aux fonctions support du Centre de Marcoule, prévu pour septembre 2012.

L'examen des conditions de recours aux entreprises prestataires a permis d'évaluer leur champ d'activité, les modalités de choix de ces entreprises, leurs conditions d'intervention et la surveillance effectuée par le CEA.

Cet examen n'a pas mis en évidence de difficulté particulière. En particulier, en matière de radioprotection, il y a équivalence des dispositions opérationnelles entre les salariés des entreprises extérieures et ceux du CEA.