



Direction de l'Energie Nucléaire
Direction Déléguée aux Activités Nucléaires de Saclay
Département des Réacteurs et Services Nucléaires
Service d'Exploitation du Réacteur ORPHEE

N/Réf. : CEA/DEN/DANS/12-44

INB 101

Réacteur ORPHEE

**Evaluation complémentaire de la sûreté
au regard de l'accident survenu à la
centrale nucléaire de Fukushima Daiichi**

SOMMAIRE

GLOSSAIRE	6
LIMINAIRE	8
1. CARACTERISTIQUES GENERALES DE L'INSTALLATION	9
1.1. GENERALITES.....	9
1.2. PRINCIPALES CARACTERISTIQUES.....	9
1.2.1. Bâtiments	10
1.2.2. Bloc réacteur.....	14
1.2.3. Les circuits	17
1.2.4. Les dispositifs expérimentaux intégrés.....	19
1.2.5. Systèmes de ventilation-conditionnement	20
1.2.6. Les systèmes électriques : alimentation et distribution électriques	20
1.2.7. Moyens de commande, de contrôle et de protection du réacteur.....	21
1.2.8. Fonctionnement.....	22
2. IDENTIFICATION DES RISQUES D'EFFET FALAISE ET DES STRUCTURES ET EQUIPEMENTS ESSENTIELS	23
2.1. RAPPEL DE LA DEMARCHE DE SURETE ADOPTEE A LA CONCEPTION.....	23
2.2. RISQUES D'EFFET FALAISE	24
2.3. STRUCTURES ET EQUIPEMENTS ESSENTIELS	25
3. SEISME	26
3.1. DIMENSIONNEMENT DE L'INSTALLATION	26
3.1.1. Séisme de dimensionnement.....	26
3.1.2. Dispositions de protection du dimensionnement	28
3.1.2.1. Identification des structures, systèmes et composants (SSC) essentiels.....	28
3.1.2.2. Principales dispositions de construction associées	28
3.1.2.2.1. Description des structures de génie civil de l'installation.....	28
3.1.2.2.2. Description des équipements essentiels de l'installation	32
3.1.2.2.3. Description des équipements susceptibles d'agresser des équipements essentiels.....	34
3.1.2.2.4. Description des autres équipements ayant fait l'objet d'une évaluation des marges	35
3.1.2.3. Principales dispositions d'exploitation.....	35
3.1.2.4. Prise en compte des effets indirects du séisme.....	35
3.1.3. Conformité de l'installation	36
3.1.3.1. Organisation générale de l'exploitant pour garantir la conformité.....	36
3.1.3.2. Maintien de la conformité vis-à-vis du risque sismique	36
3.2. EVALUATION DES MARGES.....	37

3.2.1.	Généralités.....	37
3.2.2.	Séismes de référence considérés pour l'évaluation des marges.....	37
3.2.3.	Méthodologie d'évaluation des marges.....	37
3.2.4.	Structures de génie civil.....	38
3.2.4.1	Introduction.....	38
3.2.4.2	Bâtiment Réacteur.....	38
3.2.4.3	Bâtiment de Traitement de l'Eau Lourde.....	39
3.2.4.4	Bâtiment de Ventilation.....	39
3.2.4.5	Cheminée du Réacteur.....	40
3.2.4.5	Synthèse des marges des structures de génie civil.....	40
3.2.5.	Équipements.....	41
3.2.5.1	Équipements essentiels.....	41
3.2.5.2	Équipements susceptibles d'agresser des équipements essentiels.....	41
3.2.5.3	Autres équipements.....	42
3.2.5.4.	Synthèse des marges sur les équipements.....	43
3.3.	POINTS FAIBLES DE L'INSTALLATION ET DE L'ORGANISATION POUVANT CONDUIRE A UN RISQUE D'EFFET FALAISE.....	43
3.4.	DISPOSITIONS ENVISAGEES POUR PREVENIR CES RISQUES D'EFFET FALAISE OU POUR RENFORCER LA ROBUSTESSE DE L'INSTALLATION (MODIFICATION DE LA CONCEPTION, MODIFICATION DES PROCEDURES, DISPOSITIONS ORGANISATIONNELLES).....	44
3.5.	NIVEAU DE SEISME AUQUEL L'INSTALLATION PEUT RESISTER SANS PERDRE L'INTEGRITE DU CONFINEMENT.....	45
4.	INONDATION.....	45
4.1.	DIMENSIONNEMENT DE L'INSTALLATION VIS-A-VIS DE L'INONDATION.....	45
4.1.1.	Inondation de dimensionnement.....	45
4.1.2.	Dispositions de protection du dimensionnement.....	47
4.1.3.	Conformité de l'installation.....	49
4.2.	EVALUATION DES MARGES LIEES A L'INONDATION.....	50
4.2.1.	Indication du niveau d'eau d'inondation auquel l'installation peut résister sans endommagement du combustible.....	50
4.2.2.	Points faibles et risques d'effet falaise.....	52
4.2.3.	Dispositions envisagées pour prévenir ces risques d'effet falaise ou pour renforcer la robustesse de l'installation.....	52
5.	AUTRES PHENOMENES NATURELS EXTREMES.....	54
5.1.	CONDITIONS METEOROLOGIQUES EXTREMES LIEES A L'INONDATION (TEMPETE, PLUIES ...).....	54
5.1.1.	Evènements et combinaison d'évènements pris en compte.....	54
5.1.2.	Points faibles et risques d'effet falaise.....	55
5.1.3.	Dispositions envisagées pour prévenir ces risques d'effet falaise ou pour renforcer la robustesse de l'installation.....	56
5.2.	SEISME DEPASSANT LE NIVEAU DE SEISME POUR LEQUEL L'INSTALLATION OU CERTAINS OUVRAGES SONT DIMENSIONNES ET	

INONDATION INDUITE DEPASSANT LE NIVEAU D'EAU POUR LEQUEL L'INSTALLATION EST DIMENSIONNEE	56
5.2.1. Identification des situations physiquement possibles.....	56
5.2.2. Points faibles et risques d'effet falaise	59
5.2.3. Dispositions envisagées pour prévenir ces risques d'effet falaise ou pour renforcer la robustesse de l'installation	59
6. PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES ET PERTE DES SYSTEMES DE REFROIDISSEMENT	60
6.1. DISPOSITIONS DE CONCEPTION	60
6.1.1. Distribution électrique haute tension INB 101.....	60
6.1.2. Distribution électrique basse tension INB 101	61
6.1.2.3.1. Sources de contrôle 220 V - 50 Hz (XM et DE).....	62
6.1.2.3.2. Sources de contrôle 48 V (XR)	63
6.1.2.3.3. Sources de sécurité 220 V - 50 Hz (XS)	64
6.1.2.3.4. Sources du poste de repli	65
6.1.2.3.5. Groupes électrogènes de secours.....	67
6.2. PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES EXTERNES	68
6.2.1. Processus « premier secours »	69
6.2.2. Processus « ultime secours »	70
6.2.3. Temps de fonctionnement des alimentations électriques internes sans secours extérieurs	70
6.3. PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES EXTERNES ET INTERNES	70
6.3.1. Perte des batteries internes de l'INB 101 (batteries du poste de repli dans leur période d'autonomie)	70
6.3.2. Perte totale des batteries (INB 101 et poste de repli).....	71
6.3.3. Situations initiales défavorables.....	71
6.3.4. Dispositions envisagées pour renforcer la robustesse de l'installation	71
6.3.5. Conclusion.....	72
6.4. PERTE DU SYSTEME DE REFROIDISSEMENT ULTIME	73
6.4.1. Perte de la source froide principale	73
6.4.2. Perte de toutes les sources froides de réfrigération	74
6.5. PERTE DU SYSTEME DE REFROIDISSEMENT PRINCIPAL CUMULEE AVEC LA PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES EXTERNES ET INTERNES DE SECOURS	75
6.5.1. Autonomie dans cette situation	75
6.5.2. Actions extérieures prévues.....	80
6.5.3. Dispositions envisagées pour renforcer la robustesse de l'installation	80
7. GESTION DES ACCIDENTS GRAVES.....	81
7.1. MESURES DE GESTION DES ACCIDENTS EN VIGUEUR	81
7.1.1. Le plan d'urgence interne du centre de Saclay	81
7.1.2. Le plan d'engagement opérationnel du centre de Saclay.....	83

7.1.3.	Formation et exercices.....	83
7.1.4.	Les conventions et relations avec l'extérieur.....	84
7.1.5.	Les moyens disponibles.....	85
7.1.6.	Organisation de l'INB 101 en situation accidentelle.....	86
7.1.7.	Poste de repli.....	87
7.1.8.	Influence d'autres installations sur la gestion de crise dans l'INB 101.....	90
7.1.8.3.1.	Caractéristiques du trafic terrestre.....	91
7.1.8.3.2.	Risques liés au trafic routier.....	91
7.1.8.7.1.	La chaufferie du centre.....	92
7.1.8.7.2.	L'ADEC.....	93
7.1.8.7.3.	Le service chimie et biomoléculaire.....	93
7.1.8.7.4.	Le LNHB.....	93
7.1.9.	Robustesse des moyens disponibles.....	93
7.2.	MESURES DE GESTION DES ACCIDENTS ET ELEMENTS DE CONCEPTION DE L'INSTALLATION PERMETTANT DE PROTEGER L'INTEGRITE DU CONFINEMENT APRES L'ENDOMMAGEMENT DU COMBUSTIBLE.....	95
7.2.1.	Gestion du risque hydrogène.....	95
7.2.2.	Gestion du risque de surpression dans l'enceinte de confinement.....	96
7.2.3.	Risque de criticité, accident de criticité et conséquences associées en cas de séisme.....	96
8.	CONDITIONS DE RECOURS AUX ENTREPRISES PRESTATAIRES.....	98
8.1.	CHAMPS D'ACTIVITE.....	98
8.2.	MODALITES DE CHOIX DES PRESTATAIRES.....	99
8.3.	DISPOSITIONS PRISES POUR MAITRISER LES CONDITIONS D'INTERVENTION.....	100
8.4.	MODALITES DE SURVEILLANCE.....	102
9.	SYNTHESE.....	103
9.1.	BILAN DE L'EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE.....	103
9.2.	PROPOSITIONS DE DISPOSITIONS COMPLEMENTAIRES QUI POURRAIENT ETRE MISES EN PLACE POUR AMELIORER LA ROBUSTESSE VIS-A-VIS DES SITUATIONS CONSIDEREES DANS L'ECS OU POUR AMELIORER LA GESTION DE CES SITUATIONS.....	105
9.3.	PROPOSITION DE « NOYAU DUR » POUR L'INSTALLATION ORPHEE.....	106

Glossaire

ACQ	Activité concernée par la qualité
ADEC	Atelier de décontamination
ARF	Analyse du risque foudre
ASN	Autorité de sûreté nucléaire
AU	Arrêt automatique du réacteur
BE	Bâtiment électrique
BEL	Bâtiment eau lourde
BP	Basse puissance
BR	Bâtiment réacteur
BT	Basse tension
BV	Bâtiment ventilation
CAEAR	Commission d'acceptation des entreprises d'assainissement radioactif
CCC	Centre de coordination en cas de crise
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives
CLI	Commission locale d'information
DUI	Dispositions d'urgence (interne à l'installation)
EA	Eau auxiliaire
ECl	Eléments combustibles irradiés
ECS	Evaluation complémentaire de sûreté
ED	Eau déminéralisée
EDF	Electricité de France
EE	Entreprise extérieure
EIS	Elément important pour la sûreté
EL	Eau lourde
ELPS	Equipe locale de premier secours
ERDF	Electricité réseau distribution France
ES	Eau secondaire
ETCC	Equipe technique centrale de crise du CEA
EZ	Eau de refroidissement de la piscine
FLS	Formation locale de sécurité
GEUS	Groupe électrogène d'ultime secours
GP	Groupe permanent
HT	Haute tension
ICPE	Installation classée pour la protection de l'environnement
INB	Installation nucléaire de base
INSTN	Institut national des sciences et techniques nucléaires
IRSN	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire
LABM	Laboratoire d'analyse de biologie médicale
LDG	Laboratoire de Géophysique du CEA
LECI	laboratoire d'étude des combustibles irradiés
LNHB	Laboratoire national Henri Becquerel
MSK	Medvedev Sponheuer Karnik
NGF	Nivellement général de la France
NRC	Nuclear regulatory commission (USA)
PAI	Piège à iode
PCDL	PC direction local
PCL	Poste de conduite local

PCR	Personne compétente en radioprotection
PECS	Panneau de diagnostic spécifique ECS
PEO	Plan d'engagement opérationnel (du centre CEA de Saclay)
PGA	Peak Ground Acceleration (accélération maximale horizontale)
PI	Plan d'intervention
PPI	Plan particulier d'intervention
PUI	Plan d'urgence interne
REP	Réacteur à eau sous pression
RFS	Règle fondamentale de sûreté
SAGD	Service d'assainissement et de gestion des déchets
SCR	Service compétent en radioprotection
SCSIN	Service central de sûreté des installations nucléaires
SDIS	Service départemental d'incendie et de secours
SF	Séisme minimal forfaitaire
SMHV	Séisme maximum historiquement vraisemblable
SMS	Séisme majoré de sécurité
SPR	Service de protection radiologique – Le SPR est le service compétent en radioprotection (SCR) du centre CEA de Saclay
SSC	Structures, systèmes et composants
SST	Service de santé au travail
TCR	Tableau de contrôle des rayonnements
TCI	Traitement centralisé des informations
THE	Très haute efficacité
TQRP	Technicien qualifié en radioprotection
UST	Unités de soutien technique
ZC	Zone contrôlée
ZE	Zone d'exclusion
ZS	Zone de soutien

LIMINAIRE

Les installations nucléaires sont conçues et construites sur la base d'une évaluation précise des risques susceptibles de survenir. Des marges importantes en termes de solidité des bâtiments et des équipements sont prises pour garantir leur bonne tenue. De plus, pour faire face à des phénomènes extérieurs inhabituels ou à des défaillances matérielles ou humaines, ces installations sont équipées de systèmes de sauvegarde redondants.

Par exemple, pour le risque de séisme, les installations sont 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 qu'en matière d'inondation.

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 tout d'abord d'apprécier le comportement des installations dans ces situations, pour éprouver leur robustesse et la pertinence des mesures actuellement prévues en cas d'accident. Il s'agit également de vérifier que les facteurs organisationnels et humains, tant en ce qui concerne les conditions de recours à la sous-traitance que l'organisation de l'exploitant, ses ressources et ses compétences, permettent à celui-ci de conserver la responsabilité et l'entière maîtrise de la sûreté de l'installation.

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 »),
- pertes postulées des alimentations électriques internes et externes, perte postulée de la source de refroidissement ; cumul de ces deux pertes.

Il s'agit notamment 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. La gestion des accidents dans ces situations extrêmes est réexaminée.

Cette évaluation complémentaire de sûreté conduit ainsi à proposer un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles robustes visant, pour les situations extrêmes étudiées dans le cadre des ECS, à :

- prévenir un accident grave ou en limiter la progression,
- limiter les rejets massifs dans un scénario d'accident qui n'aurait pas pu être maîtrisé,
- permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise.

1. Caractéristiques générales de l’installation

1.1. Généralités

Le réacteur Orphée (INB 101) est localisé dans la partie nord-est du Centre CEA de Saclay (Essonne). La figure 1 ci-dessous permet la localisation sur ce Centre des installations nucléaires de base exploitées par le Commissariat à l’Energie Atomique et aux Energies Alternatives (CEA). Il y figure également l’usine de production de radio-isotopes artificiels exploitée par CIS bio international à Saclay.



Figure 1 : les installations nucléaires de base implantées sur le site de Saclay

L’exploitant nucléaire est le Commissariat à l’Energie Atomique et aux Energies Alternatives (CEA). L’environnement industriel est présenté et analysé au paragraphe 7.1.8.1.

1.2. Principales caractéristiques

Orphée est un réacteur de recherche de type piscine, dont la vocation première est de fournir des faisceaux de neutrons pour les besoins de la recherche fondamentale sur la matière condensée. D’une puissance thermique de 14 MW, il génère un flux de neutrons de 3×10^{14} neutrons par cm^2 et par seconde dans une cuve à eau lourde qui joue un rôle de modérateur (par ralentissement des neutrons) et de réflecteur.

Sa conception prend en compte l’expérience accumulée par le CEA dans la construction de réacteurs de recherche et, notamment, celle du réacteur à Haut Flux de Grenoble.



Figure 2 : vue de la piscine du réacteur Orphée

Le cœur du réacteur, très compact, est refroidi à l'eau légère et il est immergé dans une piscine, remplie également d'eau légère déminéralisée, qui assure la protection contre les rayonnements tout en permettant une manutention simple. Il utilise 8 assemblages combustibles à plaques parallèles dont la matière fissile est constituée par un alliage d'aluminium et d'uranium enrichi en ^{235}U , gainées d'aluminium.

Son potentiel expérimental est constitué :

- de 9 canaux horizontaux permettant l'utilisation de 20 faisceaux indépendants de neutrons. Parmi ceux-ci :
 - 8 faisceaux reçoivent des neutrons thermiques,
 - 8 faisceaux reçoivent des neutrons préalablement ralentis par 2 sources froides à la température de l'hydrogène liquide, six des 8 faisceaux alimentés en neutrons ralentis, canalisés par des "guides à neutrons", sortent du Bâtiment Réacteur pour être utilisés dans un hall d'expérimentation attenant,
 - 4 faisceaux reçoivent des neutrons réchauffés par une source chaude.
- de 9 canaux verticaux permettant les utilisations suivantes : analyse par activation et irradiation de production.

Sa première divergence a été réalisée en décembre 1980. Il est utilisé principalement pour :

- des expériences de diffusion neutronique permettant notamment de réaliser les études suivantes :
 - études structurales de solides cristallins et de liquides ;
 - étude des structures atomiques et magnétiques ;
 - étude de la dynamique des atomes ;
 - analyse des phonons, des mouvements moléculaires et des transitions de phase ;
 - étude du magnétisme et de la supraconductivité ;
 - études de la texture et des contraintes des matériaux ;
 - études de la structure locale des systèmes désordonnés ;
 - études biologiques (conformation et dynamique des grosses molécules et de leur assemblage) et physico-chimiques (étude des polymères, des microémulsions, des gels, des cristaux liquides...).
- l'irradiation de silicium et la production de radioéléments artificiels à usage médical,
- des analyses d'échantillons par activation,
- la mise en œuvre de contrôles non destructifs de composants industriels par la méthode de la neutronographie (ou radiographie aux neutrons).

Il est exploité par cycles comprenant :

- une période de fonctionnement d'environ 100 jours à la puissance nominale, avec éventuellement un arrêt intermédiaire pour effectuer des travaux de contrôle, maintenance et essais,
- une période d'arrêt afin d'effectuer, d'une part le remplacement du cœur, d'autre part les travaux de maintenance sur l'installation ; des arrêts de plus longue durée sont prévus pour des travaux exceptionnels.

Le réacteur est installé dans un bâtiment cylindrique en béton armé, maintenu en légère dépression en fonctionnement normal. Ce bâtiment est entouré de bâtiments et ouvrages conventionnels.

1.2.1. Bâtiments

L'installation nucléaire se compose des principaux bâtiments suivants :

- le bâtiment réacteur, qui comprend le réacteur lui-même et une partie des aires expérimentales,
- le hall des guides où sont disposées les autres aires expérimentales,
- les bâtiments et ouvrages annexes où sont logés les servitudes et auxiliaires du réacteur : locaux électriques, locaux ventilation, locaux des circuits secondaires de refroidissement, locaux effluents, hall de montage,...

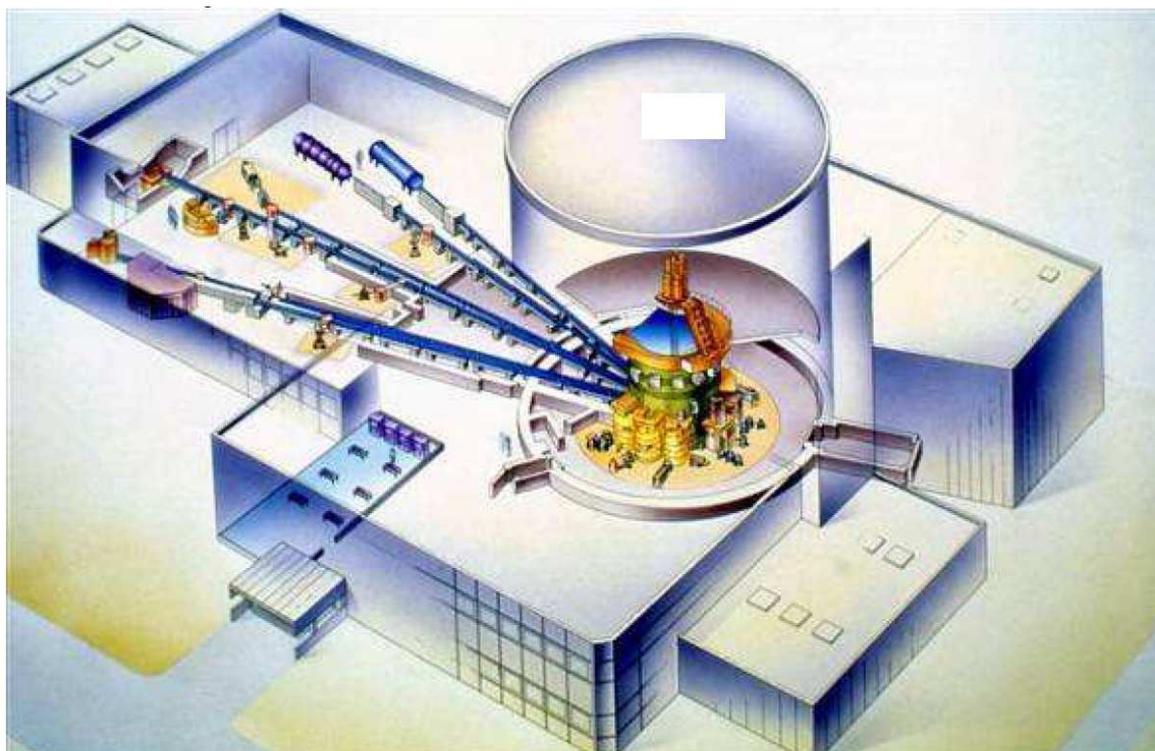


Figure 3 : vue des bâtiments du réacteur ORPHEE (INB 101)

1.2.1.1. Bâtiment réacteur

Le bâtiment réacteur qui contient le bloc réacteur, la piscine et les circuits de réfrigération primaire a pour fonction essentielle d'assurer le confinement des produits radioactifs qui pourraient être émis en cas d'accident.

Ce bâtiment est composé de 2 parties :

- l'enveloppe extérieure : jupe, coupole et radier,
- l'infrastructure intérieure (bloc eau, planchers, casemates).

L'enveloppe extérieure

La jupe du bâtiment réacteur est un cylindre en béton armé de 28 m de diamètre intérieur et de 0,60 m d'épaisseur. Elle est encastrée dans le radier à - 6,0 m et sert d'encastrement à la ceinture de la coupole à + 24 m.

Cette jupe est équipée de deux sas personnels (un à 0,00 m et l'autre à 10,00 m), d'un sas camion à 0,00 m et par diverses traversées de fluides et d'électricité, et dispositifs divers (guides et canaux pneumatiques).

La partie de la jupe située entre - 5,5 m et + 5 m est doublée à 1,00 m environ de distance par un voile de béton de 0,30 m d'épaisseur. L'espace annulaire ainsi créé constitue le caisson de reprise des fuites au droit des traversées (du niveau 0,00 m à + 5 m l'espace annulaire est partiel).

La coupole est en béton armé, sa flèche est de 4 m environ et son épaisseur varie de 30 cm à la clé à 60 cm aux naissances.

Le radier est constitué de plusieurs couches, dont les principales sont :

- le radier proprement dit en béton armé de 2,5 m d'épaisseur,
- un complexe d'étanchéité multicouches se retournant sur les parties verticales,
- un béton poreux de drainage pour la détection des fuites.

Le radier est équipé de puisards permettant de surveiller l'étanchéité du radier vis-à-vis des eaux de la nappe phréatique et vis-à-vis des fuites dans le bloc eau.

La jupe, la coupole, le caisson de reprise des fuites, le sas et les traversées de la jupe constituent, avec le radier, l'enceinte de confinement du réacteur ; cet ensemble constitue une partie de la troisième barrière.

Cette enceinte est dite à fuites contrôlées : dans le cas de l'accident hypothétique qui a été pris en compte pour le dimensionnement de l'installation (accident de réactivité du type BORAX) et qui conduit à une surpression maximale de 135 mbar dans l'enceinte, les fuites sont limitées, elles sont inférieures à 24 % du volume total en 24 heures (6 % des fuites au travers du béton et sas et 18 % au travers des traversées dans le caisson de reprise des fuites).

L'infrastructure interne

L'infrastructure interne est constituée essentiellement par les planchers à 0,00 m et 10 m et le bloc eau monolithique comprenant la piscine, le bac de désactivation, la bêche de vidange et les casemates des circuits d'eau déminéralisée et d'eau lourde réparties sur cinq niveaux : - 5,50 m, 0,00 m, 3,70 m, 6,70 m et 10 m.

Les planchers et le bloc eau sont désolidarisés de la jupe pour éviter toute détérioration de l'enceinte de confinement à la suite d'un accident hypothétique de type BORAX.

L'ossature interne du bloc eau est composée par un puits central de 4,50 m de diamètre (contenant le bac de désactivation de - 5,00 m à - 0,5 m et la piscine de - 0,5 m à 10 m) et par les planchers aux niveaux - 3,20 m, 0,00 m, + 6,70 m et + 10 m supportant les casemates d'eau déminéralisée et d'eau lourde, le canal de transfert.

Le mur piscine, équipé de canaux sortant au niveau + 1,5 m environ, est dimensionné pour résister à l'accident hypothétique de type BORAX.

Un canal dit de transfert, situé entre 3,20 m et 10 m, prolonge la piscine.

Un batardeau normalement stocké dans le canal permet de séparer la piscine du canal.

- **Sous-sol niveau - 5,50 m**
Un couloir périphérique dessert à ce niveau 6 casemates d'eau déminéralisée et 3 casemates d'eau lourde. Tous ces locaux sont cloisonnés par des murs en béton armé de 0,50 m. La casemate "stockage eau lourde" est fermée côté couloir par un mur en béton lourd. L'accès de ces casemates se fait par des portes blindées verrouillables dont l'épaisseur assure la continuité de la protection biologique. En dehors du bloc eau, on trouve également à ce niveau un magasin et le local des compresseurs d'hélium des sources froides.
- **Niveau \pm 0,00 m**
Le plancher est encastré dans le bloc eau et repose à la périphérie sur des poteaux. La partie centrale est occupée par la piscine (contenant le bloc réacteur), entourée d'un mur de 1,30 m d'épaisseur en béton lourd. Elle est prolongée par le local des guides à neutrons, également en béton lourd. L'essentiel de la surface restante constitue le hall des expérimentateurs. Elle est recouverte soit d'un sol spécial, soit d'un revêtement décontaminable permettant le déplacement de machines sur coussins d'air.
- **Niveau + 3,70 m**
Ce niveau comprend une passerelle autour du hall expérimentateur, et trois casemates eau déminéralisée desservies par un couloir.
- **Niveau + 6,70 m**
Un couloir et les casemates échangeurs constituent l'essentiel de ce niveau.
- **Niveau + 10,00 m (hall piscine)**
On y trouve principalement la margelle de la piscine et du canal de transfert, une casemate eau lourde et une cabine de compactage de déchets. Le plancher est encastré dans le bloc-eau et repose à la périphérie sur un corbeau fixé sur la jupe. Un monte-charge de 6 tonnes et des escaliers métalliques desservent tous les niveaux. Le hall des expérimentateurs à \pm 0,00 m est desservi par un pont roulant de 150 kN ; le hall piscine comprend un pont tournant (comportant deux crochets 150 et 20 kN) supporté par un corbeau à 22,00 m.

1.2.1.2. Bâtiments annexes

Le bâtiment ventilation

Il comprend un sous-sol sur radier général et une dalle en béton armé au niveau \pm 0,00 m appuyée sur

des poteaux et les murs périphériques.

Au sous-sol sont installés les caissons des filtres de la ventilation, les ventilateurs, les pompes d'eau secondaire, d'eau auxiliaire et de refroidissement de l'échangeur piscine, les stations de production d'eau ; au rez-de-chaussée, les centrales de froid, de chaud et d'air comprimé.

La superstructure est métallique, constituée par des portiques articulés en pied. La façade est en bardage double peau ; la couverture, à faible pente, est composée de bacs acier avec isolant thermique, complexe d'étanchéité et protection. La partie "hall de ventilation" est équipée d'une poutre roulante de 50 kN, la partie "hall de montage" d'un pont roulant de 150 kN.

La partie hall de montage comprend une extension vers l'est pour entreposer les matériels de démontage des canaux. Cette extension (dalle capable d'une charge de 10 t.m^{-2}), est desservie partiellement par un pont roulant de 300 kN.

Le bâtiment hall des guides

Les fondations sont constituées par des puits en gros béton coiffés par des semelles en béton armé réunies par des longrines qui délimitent deux vides sanitaires au nord et au sud. Ce bâtiment comporte un dallage général au niveau - 0,20 m, sur lequel repose à $\pm 0,00$ m un dallage démontable supportant les expériences.

La superstructure est analogue à celle du bâtiment ventilation mais de part et d'autre du hall proprement dit, on trouve au nord et au sud un espace de 6,00 m de large où un couloir et des locaux expérimentaux sont distribués. Un étage à + 3,50 m au nord et au sud comprend 14 locaux.

Les appentis nord et sud ont une façade en mur rideau constituée d'un parement extérieur, d'un isolant thermique et d'un parement intérieur en tôle galvanisée.

Le hall est équipé d'un pont roulant de 50 kN. Il se prolonge à l'ouest par un petit bâtiment contenant l'installation de neutronographie.

Le bâtiment électrique

Le bâtiment électrique abrite les bureaux de l'ensemble du personnel chargé de l'exploitation du réacteur, la salle de conduite et l'ensemble des installations électriques et électroniques nécessaires à l'exploitation du réacteur.

L'infrastructure du bâtiment est en béton armé, la superstructure est en charpente métallique. Les façades sont traitées, soit en bardage, soit en mur rideau, suivant les zones. Les toitures sont du type inaccessibles à faible pente. La superstructure du Bâtiment Electrique comporte des planchers mixtes acier-béton et des cloisons en maçonnerie.

Les ouvrages annexes

Ils comprennent :

- une cheminée de 45 mètres,
- un réfrigérant atmosphérique à deux cellules en parallèle,
- un réfrigérant atmosphérique pour le refroidissement de l'échangeur piscine,
- une fosse à effluents,
- un réfrigérant atmosphérique pour le refroidissement des circuits auxiliaires,
- un bâtiment de traitement d'eau lourde,
- un poste de repli destiné à contrôler le réacteur en cas d'accident. Il est situé à 350 mètres environ à l'ouest du site ORPHEE, dans une direction opposée aux vents dominants.

1.2.2. Bloc réacteur

1.2.2.1. Le bloc pile



Figure 4 : vue en éclaté du bloc pile du réacteur ORPHEE

Le bloc pile a pour fonctions :

- de contenir les éléments combustibles et canaliser le fluide de refroidissement,
- de permettre l'utilisation des faisceaux de neutrons à l'extérieur du bloc pile et l'irradiation d'échantillons.

Il comprend essentiellement :

- le cœur, contenu dans un caisson en alliage de zirconium de section carrée (250 x 250 mm) refroidi par de l'eau légère déminéralisée, légèrement pressurisée, circulant de haut en bas,
- une cuve d'eau lourde de 2 m de diamètre, en acier inoxydable entourant le caisson cœur et formant réflecteur. Le refroidissement de l'eau lourde est effectué par un circuit spécialisé qui assure une circulation ascendante dans la cuve,
- 9 canaux horizontaux, pénétrant dans la cuve à eau lourde,
- des dispositifs verticaux permettant soit la commande du réacteur, soit l'irradiation d'échantillons, soit encore la modification des spectres et neutrons utilisés par les expérimentateurs, (sources chaude et froides).

Cet ensemble est installé dans une piscine remplie d'eau légère, en acier inoxydable, dont la paroi comporte des orifices pour la traversée des canaux horizontaux. Au niveau du cœur, le cuvelage de la piscine est doublé d'une virole en acier noir. L'espace annulaire ainsi créé, maintenu en air, permet la déformation plastique du cuvelage interne en cas d'accident hypothétique de type BORAX. Cette piscine et le canal de transfert sont disposés dans un massif de béton de densité et d'épaisseur variables.

L'eau de la piscine et du canal et le béton de ce massif assurent la protection biologique du personnel.

Le bloc pile est conçu de manière à :

- éviter tout accident de criticité, en particulier lors des opérations de renouvellement du combustible,

- absorber, par la paroi de la piscine, une partie de l'énergie mécanique libérée par l'accident hypothétique BORAX pris en compte pour le dimensionnement,
- éviter tout risque de dénoyage des éléments combustibles chargés dans le cœur ou stockés dans la piscine,
- permettre le démontage de tout ou partie de l'installation avec les facilités de protection nécessaires.

1.2.2.2. Le cœur du réacteur et ses structures

Le cœur

Le cœur est composé de 8 éléments combustibles (4 éléments standard et 4 éléments de contrôle), disposés autour d'un réflecteur central en béryllium. Les plaques combustibles sont constituées d'une âme en U-Al fritté colaminée entre 2 feuilles d'un alliage d'aluminium. Chaque élément standard est constitué de 24 plaques combustibles. Chaque élément de contrôle est constitué de 18 plaques combustibles et il comporte une fourchette absorbante constituée de 2 plaques en hafnium non gainé coulissant dans les canaux.

Les équipements associés au cœur

La commande de réacteur s'effectue à partir de 4 mécanismes installés sur une structure métallique appelée « plongeoir » surplombant la piscine. La tringlerie de commande, de type rigide, est escamotable à l'arrêt pour le renouvellement du combustible. La liaison entre la tringlerie et l'élément de contrôle est assurée par un électro-aimant immergé.

Les chambres de mesures neutroniques comprennent :

- 3 chambres de démarrage, à fission, mobiles et rétractables,
- 3 chambres de puissance, à ionisation, fixes,
- 2 chambres de pilotage, à ionisation, fixes (une seule est en service).

Le montage de ces chambres est réalisé au moyen de sous-ensembles mécaniques indépendants.

Le refroidissement du cœur est assuré par de l'eau légère canalisée :

- à l'amont, par un carter étanche formant bloc tubulaire supérieur,
- les structures du cœur et du caisson cœur,
- à l'aval, par le bac de désactivation.

Le caisson cœur, en alliage de zirconium, d'épaisseur 9 mm, est boulonné par brides sur les fonds inférieur et supérieur de la cuve à eau lourde.

Le bloc tubulaire supérieur permet le passage des dispositifs expérimentaux verticaux. Il comporte également les guides et chariots des tiges de commande des éléments de contrôle ainsi qu'une grille de détrompage pour le positionnement des éléments du cœur.

Le bac de désactivation, séparé de la piscine par un plancher, est relié par un divergent à l'aval du caisson cœur. Il contient 2 viroles concentriques alimentées au centre par le divergent. La première virole sert de support au plancher. Ce bac permet la désactivation de l'eau sortant du cœur de manière à réduire l'activité de l'azote 16 avant circulation dans les casemates des circuits de refroidissement et d'épuration de l'eau du cœur. Il comporte une liaison avec la piscine permettant le passage en convection naturelle en cas d'arrêt de la circulation forcée dans le circuit cœur.

Un dispositif de détrompage évite toute erreur de chargement. A cet effet, une grille de détrompage située au-dessus du caisson cœur sélectionne les éléments dans la position et l'ordre préétabli. Lorsqu'ils sont mis en place, les éléments de contrôle effacent des basculeurs et permettent ainsi la mise en place des éléments standards par un passage ménagé au centre de la grille de détrompage.

1.2.2.3. Cuve à eau lourde

La cuve à eau lourde a pour rôle :

- de contenir l'eau lourde du réflecteur,

- d'assurer une étanchéité eau légère - eau lourde,
- de contenir les parties avant des doigts de gants des canaux et les parties basses des dispositifs expérimentaux : sources froides et chaude, canaux verticaux.

La cuve à eau lourde est un récipient cylindrique, qui contient le caisson cœur et prend appui sur le cuvelage piscine par l'intermédiaire d'une charpente métallique mécano-soudée.

La virole cylindrique comporte 9 piquages horizontaux pour les canaux horizontaux.

Le couvercle de la cuve comporte les piquages pour les canaux verticaux, les deux sources froides et la source chaude.

Des crépines inférieures et supérieures assurent un écoulement hydrodynamique correct de l'eau lourde et le refroidissement des structures plongeant dans la cuve.

1.2.2.4. Les canaux horizontaux

Le bloc pile est équipé de 9 canaux horizontaux. L'un de ces canaux est double. Ils définissent 20 faisceaux sortis pour les expérimentateurs :

- 14 faisceaux sont utilisés dans le hall des expérimentateurs du bâtiment réacteur,
- 6 faisceaux transitent, par l'intermédiaire de guides à neutrons jusqu'au hall des guides à neutrons attenant au bâtiment réacteur.

Chaque canal comporte :

- un doigt de gant étanche, en alliage d'aluminium, maintenu sous hélium en fonctionnement normal, canalisant les neutrons jusqu'à l'utilisation désirée (barrière D2O/He),
- une manchette, souple, en acier inoxydable, reliant la cuve à eau lourde à la partie arrière du doigt de gant (barrière D2O/H2O),
- un fourreau d'étanchéité, en acier inoxydable, reliant les cuvelages interne et externe de la piscine (barrière H2O/air),
- une partie arrière, comprenant les brides d'étanchéité et de maintien du doigt de gant et de la manchette et le bouchon de protection. Elle est obturée par une tpe d'étanchéité munie de fenêtres et de vannes de sécurité. Le bouchon de protection comporte un ou deux barillets permettant la collimation ou l'obturation des faisceaux de neutrons.

Les bouchons des 2 canaux (1 canal simple et le canal double) dont les faisceaux transitent hors du bâtiment réacteur sont prolongés par des tubes rectangulaires en verre, polis, calibrés et réglés avec précision, assurant la fonction de guides à neutrons. Ils traversent l'enceinte de confinement du réacteur et se prolongent dans le hall des guides, jusqu'aux utilisateurs. Des vannes et fenêtres sont placées sur ces guides à la sortie du canal et au niveau de la traversée de l'enceinte.

Les fenêtres et les vannes placées à la sortie de chaque canal résistent aux pics de pression développés au cours d'un accident hypothétique de type BORAX.

Réacteur en fonctionnement, canal en service, la vanne de sécurité est ouverte, elle se ferme automatiquement en cas de détection d'eau entre la fenêtre et la vanne, évitant ainsi tout risque de dénoyage de la piscine.

1.2.2.5. Les dispositifs verticaux

Des dispositifs verticaux permettent soit :

- des irradiations d'échantillons,
- la mise en place dans la cuve d'eau lourde des dispositifs expérimentaux intégrés : les sources froides et la source chaude.

Ils comprennent :

- des tubes pour l'irradiation des radioéléments, et l'irradiation de silicium monocristallin,
- des tubes pneumatiques pour l'irradiation de courte durée des échantillons au moyen de navettes,
- les 2 sources froides,
- une source chaude.

1.2.2.6. Le canal de transfert

Il est constitué d'un bassin attenant à la piscine dont il est séparé par un batardeau amovible. Il est équipé de paniers de stockage d'éléments combustibles et d'un banc permettant d'équiper de leur

fourchette les éléments combustibles de contrôle neufs. Il permet le stockage éventuel des éléments du bloc pile.

Il permet également le stockage transitoire :

- du combustible irradié, partiellement désactivé au préalable dans la piscine, avant son découpage et sa mise en château de transfert pour évacuation,
- des éléments en béryllium irradiés,
- des sources de démarrage,
- des déchets irradiants.

1.2.3. Les circuits

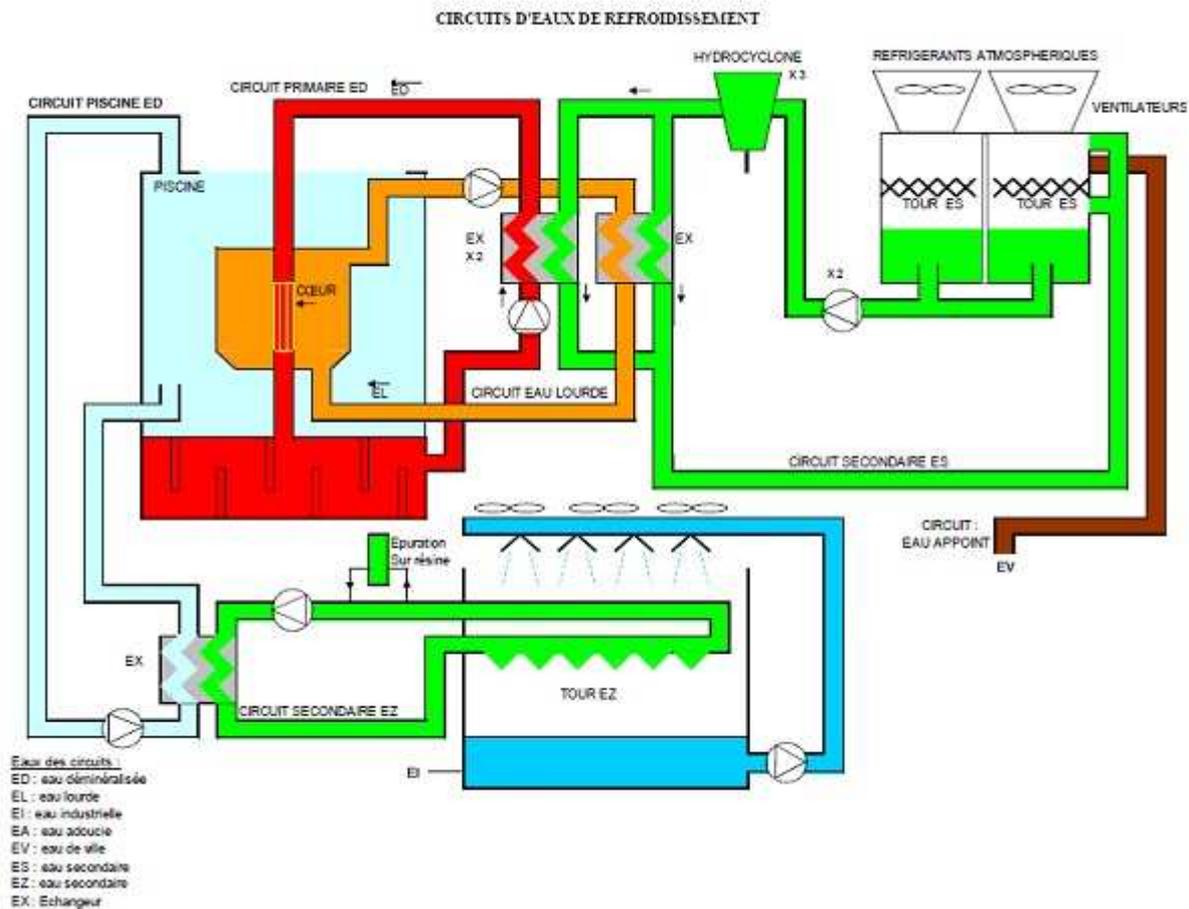


Figure 5 : les circuits de refroidissement du réacteur ORPHEE

Fi

1.2.3.1. Circuit principal de refroidissement du cœur

L'eau de refroidissement traverse le cœur de haut en bas, puis le bac de désactivation (temps de transit 3 à 4 minutes environ).

Elle est aspirée par deux pompes, débit de $830 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ environ, puis traverse deux échangeurs à plaques, où les calories sont cédées au circuit secondaire, avant de retourner vers le cœur.

Les pompes du circuit sont équipées de volants d'inertie qui permettent de franchir un manque de tension de l'ordre de 2 secondes, sans arrêt du réacteur.

Elles sont également munies de moteurs auxiliaires, alimentés en énergie secourue, qui assurent un faible débit dans le cœur d'environ $120 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ permettant un refroidissement correct du cœur après arrêt du réacteur et le maintien en position fermée de deux clapets de convection naturelle implantés sur le bloc tubulaire supérieur. Ceux-ci s'ouvrent après l'arrêt de ces moteurs auxiliaires ; le cœur est alors refroidi par l'eau de la piscine qui circule en convection naturelle après renversement du débit dans le cœur.

1.2.3.2. Circuit principal de refroidissement de la piscine

L'eau est aspirée en piscine sous la passerelle du niveau 5,50 m ; elle traverse une pompe et un échangeur à plaques. Avant d'être restituée à la piscine, au-dessous du niveau du cœur. Elle est refroidie par le circuit EZ, en eau déminéralisée, qui évacue ses calories par le biais d'un aéroréfrigérant.

1.2.3.3. Les circuits annexes

Les autres circuits d'eau déminéralisée

Ils comprennent :

- deux circuits d'épuration,
- un circuit de détection de rupture de gaine,
- un circuit de vidange partielle de la piscine ; l'eau est stockée dans la bache de vidange. Ce circuit permet de baisser le niveau de la piscine à + 5,50 m,
- un circuit d'écumage de la piscine destiné à évacuer les impuretés présentes à la surface du bassin,
- un circuit d'évacuation aux effluents,
- une station de production d'eau déminéralisée,
- le circuit de refroidissement de l'échangeur piscine (circuit EZ).

Les circuits d'eau lourde

Ces circuits véhiculent de l'eau lourde tritiée et ils ont fait l'objet d'une conception particulière : double joints avec détection de fuite, pompes à rotor noyé. Ils comportent :

- un circuit de refroidissement de la cuve d'eau lourde ; ce circuit est muni d'un vase d'expansion qui permet de pressuriser la cuve d'eau lourde,
- un circuit de remplissage et de vidange, qui permet d'effectuer tous les transferts d'eau lourde,
- un circuit d'épuration (sur résines échangeuses d'ions),
- un circuit de dégazage,
- un circuit de traitement de l'eau lourde.

Le circuit d'hélium

Ce circuit permet de pressuriser légèrement les réservoirs d'eau lourde de façon à éviter les entrées d'air. Il assure un balayage continu du vase d'expansion d'eau lourde, de façon à évacuer les gaz de radiolyse vers la cheminée.

1.2.3.4. Les circuits secondaires

Le circuit de refroidissement secondaire

Ce circuit refroidit les échangeurs des circuits principaux. A la sortie des échangeurs, l'eau ruisselle dans deux réfrigérants atmosphériques ; elle est recueillie dans des bacs, d'où elle est aspirée par deux pompes d'un débit total de $1400 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ environ. Trois hydrocyclones épurent l'eau avant son utilisation dans les échangeurs.

Les pompes sont équipées de volants d'inertie qui permettent de franchir un manque de tension de l'ordre de 2 secondes, sans arrêt du réacteur.

Le circuit de refroidissement de l'échangeur piscine

Ce circuit refroidit l'échangeur piscine. A la sortie de cet échangeur, l'eau déminéralisée de ce circuit est refroidie dans un aéroréfrigérant. Cette eau est pulsée par une pompe avec un débit de 140 à $160 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$. Une mesure d'activité γ détecte une éventuelle fuite sur le circuit primaire de l'échangeur.

Le circuit d'eau auxiliaire

Ce circuit véhicule de l'eau traitée qui refroidit les dispositifs nécessaires aux expériences. Il comporte 2 pompes assurant un débit d'environ $366 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ sous 6 bars (1 pompe en secours de l'autre), et 2 tours aéroréfrigérantes.

Ce circuit n'a aucun point commun avec des circuits pouvant véhiculer des produits d'activation.

1.2.3.5. Le circuit des effluents liquides

Les effluents liquides sont stockés dans 3 réservoirs situés dans une fosse étanche proche du réacteur : 2 réservoirs de 35 m³ sont réservés aux effluents non tritiés, et un réservoir de 7 m³ aux effluents tritiés en provenance des circuits d'eau lourde.

1.2.4. Les dispositifs expérimentaux intégrés

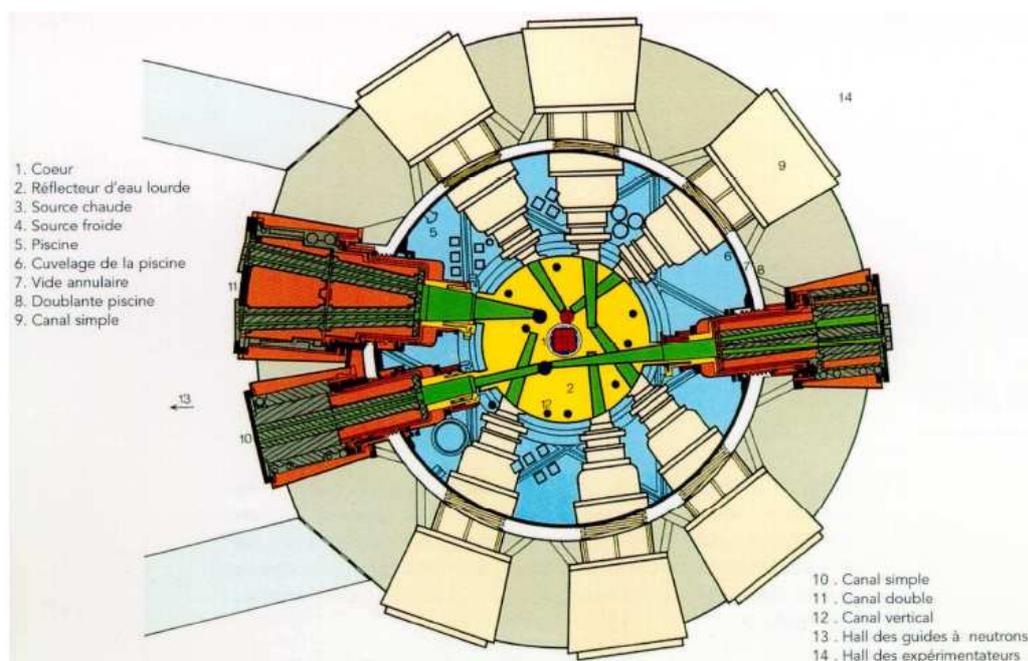


Figure 6 : Répartition des dispositifs expérimentaux

Le réacteur ORPHEE est conçu pour être une source intense de neutrons thermiques. Cependant de nombreuses expériences nécessitent un flux élevé soit de neutrons de grande longueur d'onde (supérieure à 0,4 nm) soit de neutrons de courte longueur d'onde (inférieure à 0,08 nm). Pour améliorer le spectre dans ces domaines d'énergie, le modérateur à température ambiante est remplacé localement par un modérateur à basse température (source froide) ou par un modérateur à haute température (source chaude).

1.2.4.1. Les sources froides

Deux sources froides à hydrogène liquide (20 K) sont implantées dans la cuve à eau lourde. La première source (SF1) est visée par un canal (8F) équipé de quatre guides de neutrons. La seconde source (SF2) est visée par 2 canaux : 1 canal (9F) équipé de deux guides de neutrons et un canal débouchant dans le hall réacteur (4F).

Un réfrigérateur à hélium permet de liquéfier l'hydrogène dans le condenseur de chaque source. Cette solution a l'avantage de réaliser un circuit hydrogène compact de faible volume, complètement immergé dans la piscine du réacteur, d'où une grande sûreté de fonctionnement.

Les deux circuits d'hydrogène sont indépendants dès qu'ils ont été remplis.

L'hydrogène est entièrement contenu dans une double enveloppe. Entre les deux enveloppes, on maintient un vide d'isolement, sans communication avec l'extérieur et entretenu par cryopompage.

1.2.4.2. La source chaude

Le réacteur ORPHEE est équipé d'une seule source chaude. Elle est constituée par un bloc modérateur en graphite. La température du bloc est de l'ordre de 1500 K.

La distance par rapport au cœur a été choisie pour profiter au maximum du rayonnement gamma

disponible dans le réacteur (environ 0,6 W.g-1). Le bloc de graphite est disposé à l'intérieur de deux cylindres en alliage de zirconium séparés par une lame de gaz calibrée (azote). L'ensemble est placé à l'extrémité d'une perche introduite dans la cheminée d'accès à la cuve d'eau lourde.

1.2.4.3. Les guides à neutrons

Le réacteur ORPHEE est équipé de six guides à neutrons. Ils sont répartis en deux groupes, chacun visant une source froide. Un premier groupe est composé de quatre guides et le second de deux guides. Un guide à neutrons est constitué par un tube creux, à parois réfléchissantes. Implanté à la sortie d'un canal du réacteur, il permet de transmettre un faisceau de neutrons qui se propage par réflexions totales. Les tubes ainsi formés sont rendus étanches au vide par un joint de silicone spécial. Après réglage, ils sont maintenus en place par des étriers sur des poutres métalliques qui reposent sur le sol par l'intermédiaire de fûts. Dans le bâtiment réacteur, les guides sont placés dans une casemate de protection située sous le canal de transfert. A l'extérieur, ils débouchent dans le hall des guides, bâtiment de 29 mètres de large et de 50 mètres de long. La protection biologique dans cette partie est assurée par une casemate réalisée avec des blocs de béton qui peut être modifiée en fonction des appareils à implanter.

De part et d'autre de la traversée d'enceinte, les guides sont équipés de vannes qui se ferment automatiquement en cas de dépassement d'un seuil prédéterminé d'activité gamma dans le hall piscine.

1.2.5. Systèmes de ventilation-conditionnement

Les systèmes ventilation-conditionnement du bâtiment réacteur, de la salle de conduite et des bâtiments annexes assurent le confinement, un taux de renouvellement d'air et une température prédéterminés pour chacun des locaux de l'installation ORPHEE. Ils garantissent de bonnes conditions de travail pour le personnel d'exploitation et des conditions satisfaisantes pour les divers matériels installés dans ces locaux.

L'air soufflé dans le bâtiment réacteur et dans la salle de conduite est maintenu à un degré hygrométrique de $(50 \pm 10 \%)$.

Le système de ventilation du bâtiment réacteur a pour fonctions principales de participer au confinement du réacteur et d'épurer les rejets gazeux avant la cheminée.

L'atmosphère du bâtiment réacteur est maintenue en dépression permanente par rapport à l'extérieur (10 mm CE). La perte de cette dépression entraîne, après temporisation de 5 minutes, l'arrêt automatique du réacteur.

Les casemates d'eau déminéralisée, d'eau lourde, qui présentent des risques permanents de contamination, sont maintenues en dépression par rapport aux halls piscine et expérimentateurs (10 mm CE), de telle sorte que les fuites se fassent des locaux à moindre risque de contamination vers les locaux à plus grand risque.

L'air est filtré en permanence (par l'intermédiaire de batteries de filtres absolus et de pièges à iode) avant le rejet dans l'atmosphère au sommet d'une cheminée de 45 m.

Les activités gamma, tritium, poussières et gaz sont mesurées en permanence dans plusieurs points de l'installation et au départ du carneau de la cheminée.

En cas de franchissement d'un seuil d'activité gamma dans le hall piscine, il y a confinement automatique de l'enceinte par fermeture des clapets sur les gaines de ventilation traversant l'enceinte réacteur. Il y a de plus mise en service d'un système de ventilation de sauvegarde équipé de pièges à iodes qui aspire l'air dans le caisson de reprise des fuites entourant la jupe réacteur au niveau des traversées. La ventilation de sauvegarde peut être commandée manuellement à partir du poste de repli.

Le réacteur ne peut être démarré si la ventilation normale n'est pas en service et si la ventilation de sauvegarde est indisponible.

Le soufflage de l'air dans le bâtiment réacteur est assuré par 3 ventilateurs maintenus en service.

Il existe deux circuits d'extraction, l'un (circuit d'extraction non active) extrait l'air des halls et couloirs à l'aide de 3 ventilateurs, l'autre (circuit d'extraction active) extrait l'air des casemates à l'aide de 4 ventilateurs. Les ventilateurs d'extraction active sont alimentés en énergie secourue par des groupes électrogènes.

1.2.6. Les systèmes électriques : alimentation et distribution électriques

Les principaux systèmes fonctionnels électriques sont :

- les sources externes d'alimentation et de distribution électriques HT et BT,
- les sources internes d'alimentation et de distribution électriques (groupes batteries

d'accumulateurs et groupes électrogènes).

1.2.6.1. Sources externes d'alimentation et de distribution électriques

Le réacteur est normalement alimenté par un des câbles 15 kV en provenance d'une sous-station EDF. Six transformateurs (15 kV/400 V) de 800 kVA et un transformateur (15 kV/220 V) de 200 kVA assurent l'alimentation électrique externe des 9 tableaux principaux de distribution électrique B.T., ces derniers alimentant les auxiliaires (secourus ou non secourus) du réacteur et les sous-tableaux locaux de distribution.

1.2.6.2. Sources internes d'alimentation électrique permanentes (batteries)

Les sources internes d'alimentation électrique permanentes sont les suivantes :

- 220 V/50 Hz pour l'alimentation d'électronique de mesures hors sécurité,
- 48 V = pour l'alimentation du relaiage du contrôle-commande centralisé du réacteur,
- 220 V/50 Hz pour l'alimentation des systèmes de protection du réacteur,
- 220 V/50 Hz et 48 V = pour l'alimentation du poste de repli.

1.2.6.3. Sources internes d'alimentation électrique à reprise différée

Les groupes électrogènes démarrent en cas de manque de tension externe de deux secondes et réalimentent après quinze à vingt secondes les sources permanentes et certains auxiliaires tels que les moteurs secondaires de refroidissement du cœur, une partie de la ventilation réacteur, les sas, le monte-charge, le pont polaire, etc.

1.2.7. Moyens de commande, de contrôle et de protection du réacteur

1.2.7.1. Organisation du contrôle-commande

Le contrôle-commande du réacteur est organisé pour assurer une grande continuité de fonctionnement dans les meilleures conditions de sécurité.

Les informations et commandes nécessaires à la sécurité, au pilotage et aux changements de configurations sont regroupées dans une salle de conduite : sur un pupitre, des tableaux synoptiques, des tableaux d'alertes et un système de traitement centralisé des informations.

Le contrôle-commande d'installations annexes ne nécessitant pas un contrôle permanent est effectué localement, seules des signalisations de défaut sont reportées en salle de conduite.

Un poste de repli, séparé physiquement et électriquement de la salle de conduite, permet d'arrêter le réacteur, de surveiller certains paramètres et de contrôler le fonctionnement de la ventilation de sauvegarde en situation d'accident.

1.2.7.2. Systèmes de protection du réacteur et de l'environnement

La protection du réacteur et de l'environnement est effectuée par des systèmes "sûrs" qui détectent les situations anormales et initient automatiquement les actions suivantes :

- l'arrêt du réacteur par chute des quatre barres de commande dans tous les cas,
- le confinement du bâtiment réacteur par fermeture des clapets des traversées de l'enceinte,
- le démarrage de la ventilation de sauvegarde (sur dépassement du 2^{ème} seuil gamma hall pile).

Ces systèmes fonctionnent à "manque de tension". Les paramètres entrant dans les systèmes de protection sont pris en compte par des capteurs triples. Trois baies d'instrumentation de sécurité traitent les signaux issus de ces capteurs. Ces 3 baies sont totalement indépendantes (alimentations électriques indépendantes, voies de câblage géographiquement distinctes, locaux indépendants). Chacune de ces baies transmet 2 signaux logiques, isolés galvaniquement l'un de l'autre, vers 2 armoires d'arrêt automatique du réacteur (AU) également totalement indépendantes. Chaque armoire d'AU élabore des décisions majoritaires sur chaque paramètre. Pour la chute des barres, chaque baie d'AU provoque la chute de 2 barres sur 4 (barres 1 et 3, barres 2 et 4) et transmet l'information à l'autre baie d'AU

1.2.7.3. Radioprotection

Le réacteur est doté d'une cinquantaine de voies de mesure de radioprotection, destinées à contrôler les

niveaux d'irradiation ou de contamination dans l'installation :

- détection neutrons,
- détection $\beta\gamma$,
- détection tritium,
- contrôle poussières et gaz,
- détection faible sensibilité en cas d'accident,
- contrôle des rejets.

Chaque balise est dotée de seuils qui, reliés à la salle de conduite par des verrines de défaut, permettent d'initier les actions de sécurité nécessaires. En outre, un calculateur en temps réel permet de connaître les niveaux d'irradiation effectivement obtenus.

1.2.8.Fonctionnement

Le réacteur fonctionne normalement à sa puissance nominale de 14 MW. Il peut cependant fonctionner à des puissances inférieures (par exemple en cas de conditions climatiques exceptionnelles). Le refroidissement du cœur est alors assuré par convection forcée. Certains besoins d'exploitation peuvent nécessiter un mode de fonctionnement à basse puissance dans lequel la puissance thermique peut être évacuée par une circulation en convection naturelle.

Le fonctionnement du réacteur s'effectue par cycles de 100 jours environ de fonctionnement à puissance nominale, suivant les programmes expérimentaux. Le renouvellement de la totalité des éléments combustibles est effectué en fin de cycle, réacteur à l'arrêt, cœur refroidi par convection naturelle.

L'équipe de conduite a le choix entre deux modes de pilotage :

- le pilotage manuel pour démarrer le réacteur et effectuer la montée en puissance, éventuellement pour pallier un défaut de pilotage automatique. L'opérateur donne l'ordre de mouvement et choisit la vitesse de déplacement des barres de commande,
- le pilotage automatique : l'automatisme se chargeant de maintenir à ± 1 % la puissance neutronique du réacteur. Ce mode de pilotage est normalement en service lorsque le réacteur fonctionne à puissance nominale.

L'automatisme élabore un ordre et une vitesse de mouvement des barres à partir de la puissance neutronique mesurée par la chaîne de pilotage et d'une valeur de consigne choisie par le conducteur de pile.

La calibration de puissance neutronique variant au cours du cycle, l'équipe de conduite doit établir périodiquement un bilan thermique et recalibrer manuellement la puissance de fonctionnement pour ramener la puissance thermique à la valeur nominale de fonctionnement.

Les principales configurations de fonctionnement sont les suivantes :

- **Puissance nominale** : la puissance thermique dégagée est évacuée par l'intermédiaire des circuits à leurs configurations nominales.
- **Basse puissance** : la puissance thermique est évacuée par convection naturelle dans la piscine, elle-même refroidie par le circuit d'eau secondaire ou le circuit EZ.
- **Arrêt** : la puissance résiduelle des éléments combustibles est évacuée par convection naturelle dans la piscine.
- **Reprise en secours en cas de manque de tension** : le fonctionnement en puissance du réacteur nécessite la permanence de l'alimentation à partir du réseau EDF. Des coupures d'alimentation peuvent être tolérées jusqu'à 2 secondes environ, certains auxiliaires sont alors délestés automatiquement et relestés automatiquement ou manuellement après retour de la tension sans que l'on sorte de la plage de fonctionnement admissible. En cas de manque de tension réseau dépassant 2 secondes, il y a arrêt automatique du réacteur. Des batteries d'accumulateurs assurent la permanence fonctionnelle des systèmes de protection et de contrôle-commande. Deux groupes électrogènes, à reprise automatique, servent à réalimenter le réseau batteries et certains auxiliaires (ventilation active, éclairage minimal, pompe de circulation piscine, ...).

2. Identification des risques d'effet falaise et des structures et équipements essentiels

2.1. Rappel de la démarche de sûreté adoptée à la conception

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.

Ces niveaux de défense sont ensuite déclinés en 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 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 survenant dans un état initial donné. 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. Celles-ci sont complétées par les dispositions prévues par le PUI du centre pour gérer les situations de crise. L'élaboration du PUI 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 sont qualifiées de complémentaires car elles viennent compléter 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, y compris ceux mis en 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 dont on dispose avant qu'il ne survienne, sans limitation a priori sur la caractérisation de l'événement ou de l'aléa. On entend par effet falaise 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.

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.

Les risques d'apparition d'effet falaise, identifiés ci-après, nécessitent de répondre simultanément aux deux 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.

Considérant l'analyse de sûreté présentée dans le rapport 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 initial de l'installation et les situations initiales défavorables,
- 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 risques d'effet falaise et de définir des dispositions complémentaires visant à augmenter encore la robustesse de l'installation.

2.2. Risques d'effet falaise

En reprenant l'analyse de sûreté, on identifie que les produits radioactifs ou dangereux pouvant conduire à un effet falaise sont les matières nucléaires contenues dans les éléments combustibles présents dans le cœur du réacteur et dans les entreposages en piscine et en canal de transfert.

Les événements susceptibles de conduire à un risque d'effet falaise sont :

- Le dénoyage de la piscine conduisant à la fusion de certains éléments combustibles du cœur d'Orphée,
- Le dénoyage des éléments entreposés en piscine,
- La ruine de l'enceinte de confinement couplée à un dégagement de produits radioactifs.

Le dénoyage des éléments combustibles entreposés dans le canal et en attente d'évacuation n'est pas susceptible de conduire à la fusion des éléments. Cet événement ne constitue donc pas un « effet falaise » en termes de conséquences sur l'environnement. Il peut toutefois conduire à interdire l'accès à certains locaux. C'est pourquoi il est examiné dans le présent rapport au titre de la réflexion qui est menée sur la gestion des accidents.

De même, les accidents pouvant conduire à un accident de criticité ne constituent pas un « effet falaise » en termes de conséquences sur l'environnement. Ils peuvent toutefois conduire à interdire l'accès à certains locaux. C'est pourquoi le risque d'accident de criticité est examiné dans le présent rapport au titre de la réflexion qui est menée sur la gestion des accidents.

Les accidents pouvant conduire à un endommagement des cuves à effluents avec relâchement des contenus de ces cuves ne constituent pas un « effet falaise » compte tenu des conséquences sur l'environnement qui seraient très limitées.

Par ailleurs, les études menées lors du réexamen de sûreté ont permis de montrer qu'il n'y a pas de risque d'effet falaise dû à la ruine du bâtiment eau lourde.

Enfin, il n'y a pas de risque d'effet falaise dû à l'utilisation de produits chimiques compte tenu des faibles quantités présentes sur l'installation.

L'état initial de l'installation est représentatif de son état de fonctionnement nominal :

- Le réacteur ORPHEE est en fonctionnement HP nominal à 14 MW.
- Les équipements expérimentaux sont en fonctionnement nominal (sources froides et chaude, doigts de gant, puits d'irradiation silicium et REA, canaux pneumatiques).
- 8 éléments combustibles irradiés sont entreposés en piscine et 8 éléments combustibles sont présents dans le cœur. On retient l'hypothèse enveloppe d'un cycle de fonctionnement du réacteur de 110 jours à pleine puissance à l'issue duquel les 8 éléments combustibles constituant le cœur sont déchargés et stockés dans les entreposages de la piscine pendant 100 jours à l'issue desquels ils peuvent être transférés dans le canal de transfert.
- L'historique d'irradiation et le temps de refroidissement de ces éléments sont représentatifs du fonctionnement normal de l'installation : 2 cycles de 110 jours de fonctionnement maximum par an.
- 16 éléments combustibles irradiés sont entreposés dans le canal de transfert (les éléments stockés dans le canal ont au minimum un refroidissement de 100 jours après leur sortie du cœur).

Les situations initiales défavorables envisagées sont les suivantes :

- Niveau bas dans la piscine, batardeau en place ; pour maintenance d'installation immergée, le cas le plus défavorable étant la situation cœur chargé, réacteur arrêté depuis 24 heures,
- Manutention de combustible lors du déchargement du cœur,
- Manutention d'un château de transport de combustible usé en vue de l'évacuation de combustible usé vers OSIRIS ou un château de transport de déchets irradiants.

2.3. Structures et équipements essentiels

Les structures et équipements essentiels sont les matériels qui sont identifiés, à ce stade de l'étude, comme nécessaires pour parvenir à l'état sûr et le maintenir, ce qui nécessite de pouvoir arrêter le réacteur (disponibilité des chaînes d'AU et équipements associés), assurer le refroidissement du cœur et le confinement de l'installation. Ces matériels sont les suivants :

- Les matériels permettant la chute des barres de commande,
- Les clapets de convection naturelle,
- Les parois de la piscine du réacteur et du canal de transfert.

Le bloc-pile, qui permet le supportage du cœur, le guidage des éléments absorbants et qui canalise l'eau de réfrigération du cœur en circulation naturelle, est, à ce titre, également considéré comme un équipement essentiel.

Par ailleurs, les équipements identifiés, à ce stade de l'étude, comme nécessaires à la surveillance de l'état sûr de l'installation concernent l'instrumentation permettant de connaître :

- La position basse des barres,
- La position ouverte des clapets de convection naturelle,
- Le niveau et la température de l'eau dans la piscine.

De plus, l'évaluation de la robustesse des structures et équipements susceptibles d'agresser des équipements essentiels, ainsi que celle des structures principales de génie civil, notamment l'enceinte de confinement, a été examinée dans le cadre de l'évaluation complémentaire de sûreté. Les résultats de cette évaluation sont présentés au chapitre 3 du présent rapport.

3. Séisme

3.1. Dimensionnement de l'installation

3.1.1. Séisme de dimensionnement

3.1.1.1. Méthodologie pour évaluer le séisme de dimensionnement

Consécutivement à la création du Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN), une méthode spécifique aux INB de prise en compte de l'aléa sismique a été mise au point et formalisée en 1974 dans le DSN 50, qui est resté le document de référence en matière de prise en compte du séisme pour la sûreté des INB jusqu'en 1981. Cette méthode conduit à définir un Séisme Maximal Historiquement Vraisemblable (SMHV) et un Séisme Majoré de Sécurité (SMS). Un des premiers cas où cette approche a été employée a concerné le site de Cadarache (le réacteur PHEBUS). La prise en compte de l'aléa sismique a été étendue à d'autres sites puis est devenue systématique à la fin des années 1980. La méthode (déterministe) a inspiré la rédaction de la première RFS sur ce thème qui a été publiée en 1981 (RFS I.2.c en 1981 applicable au REP, puis RFS I.1.c en 1992 généralisée aux autres types d'INB). Elle a été révisée en 2001, en ajoutant des prescriptions nouvelles notamment liées à la prise en compte de paléoséismes, séismes très anciens « supposés » qui sont identifiés, contrairement aux séismes historiques ou instrumentaux, à partir d'observations de terrain en l'absence de toute trace de témoignage humain.

De par sa construction, la méthode strictement déterministe préconisée dans la RFS 2001-01 précitée permet de dégager des marges quant à la sélection des événements de référence, SMHV et SMS :

- déplacement « postulé » des événements historiques pour les ramener au plus près du site (qu'ils soient ou non rattachés à une faille identifiée),
- application d'une majoration de 0,5 sur la magnitude ou de 1 en intensité de cet événement,
- pas de prise en compte de la « période de retour des séismes » qui induit de fait une marge dans les zones de faible et moyenne sismicité.

3.1.1.2. Caractérisation de l'aléa sismique à Saclay

Dans une note rédigée en 1963, André BARBREAU, sismologue, indiquait que le site de Saclay, situé à l'intérieur d'un domaine considéré comme tectoniquement stable, pouvait être considéré comme asismique. Le caractère asismique du site de Saclay justifiait donc l'absence de dispositions particulières vis-à-vis du risque sismique.

Une application de la RFS I.2.c de 1981 a été réalisée en 1984 pour les sites CEA de la région parisienne pour les deux types de séismes de l'Orléanais ou du pays de Caux (profonds ou superficiels). L'étude a conduit à postuler un séisme maximum historiquement vraisemblable (SMHV) d'intensité V (MSK) associé à une accélération maximale horizontale (PGA) de 0,025g et un séisme majoré de sécurité (SMS) d'intensité VI associé à un PGA de 0,05g. Le niveau V retenu pour le SMHV était conservatif par rapport aux valeurs représentées dans les catalogues de sismicité historique et instrumentale, lesquels ne recensent pas d'évènement dans les environs de la région.

A cette époque, le niveau de séisme retenu pour Saclay justifiait uniquement l'utilisation et le respect des règles de construction parasismique classique (DTU PS-92).

En mai 2001, la RFS n° 2001-01 a spécifié un spectre de réponse minimal forfaitaire (SF) calé en accélération à 0,1g pour la conception des nouvelles installations. Il est à signaler que celui-ci est défini par l'enveloppe des spectres de réponse calculés avec les couples magnitude distance suivants : 6,5 à 40 km (séisme "lointain"), et 4,5 à 10 km (séisme "proche"). Ce spectre est représenté sur la [figure 7](#).

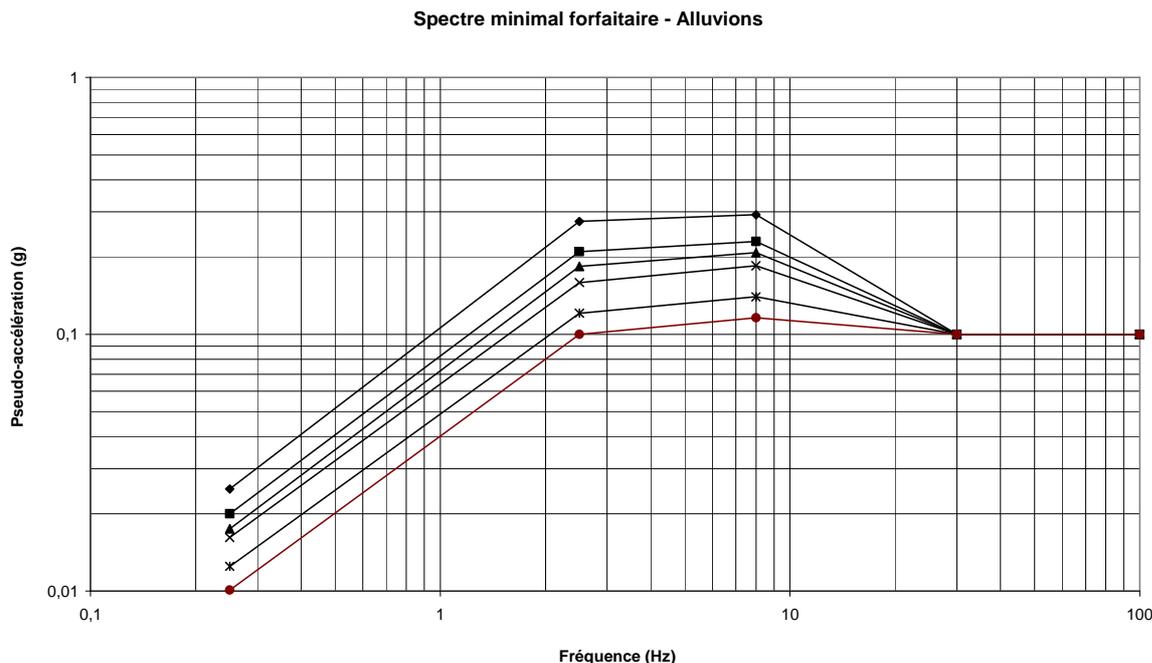


Figure 7 : Spectre Minimal Forfaitaire – Sols alluvionnaires

Une étude de l'aléa sismique a été réalisée en 2004 et a conduit à un séisme maximal historiquement vraisemblable d'intensité V sur le site (SMHV calé à 0,04g) et à un séisme majoré de sécurité d'intensité VI (SMS calé à 0,08g). Pour un séisme de degré V MSK, l'échelle d'intensité macrosismique MSK précise notamment que les constructions sont agitées d'un tremblement général, que les portes ou les fenêtres ouvertes battent avec violence, et que la vibration est ressentie comme celle que causerait un objet lourd tombant à l'intérieur du bâtiment. Un séisme de degré VI MSK peut induire quelques dommages de type "légères fissures dans les plâtres", "chute de petits débris de plâtre" dans les constructions ordinaires en béton armé.

Comme déjà mentionné, le bassin parisien présente une très faible activité sismique instrumentale et historique, de faible intensité et essentiellement concentrée à la limite avec les zones sismotectoniques voisines (Massif Armoricain, seuil de Bourgogne...). La confrontation de cette sismicité avec les structures tectoniques du bassin permet raisonnablement de ne pas associer ces séismes à des failles connues (par exemple, aux failles de la Seine, de Bray, de Sennely, comme aux failles bordières du bassin parisien).

Aucun des indices néotectoniques et paléosismologiques examinés dans la région parisienne par le comité de pilotage de Néopal (base de donnée française d'indices Néotectoniques et Paléosismologiques) n'a été reconnu comme indice certain ou possible. Ces indices ont tous été rejetés sur la base de l'insuffisance des observations et datations permettant d'attester d'une activité tectonique quaternaire.

Les indices néotectoniques et paléosismiques retenus comme les indices possibles les plus proches du centre de Saclay se situent en Auvergne (Côtes de Clermont Ferrand Puy de Dôme) puis en Alsace (Achenheim, carrière de Saverne, Hangenbieten, Riedseltz) à plus de 300 km du site de Saclay.

D'autre part, les très faibles taux de déformation dans le bassin parisien (très inférieurs à la résolution des mesures géodésiques mises en œuvre pour contraindre le taux de chargement des failles) ainsi que les faibles taux de sismicité ne permettent pas d'évaluer le potentiel sismogène des structures tectoniques régionales tel qu'il est déterminé sur la base de raisonnements physiques à l'échelle du cycle sismique dans des contextes de forte activité tectonique (e.g. en Grèce, le long de la faille Nord Anatolienne etc.).

Ces considérations ont conduit à définir dans la RFS 2001-01 un séisme minimal forfaitaire dont le spectre de réponse est calé à 0,1g en accélération. Cette accélération est supérieure à celle du SMS, qui lui-même présente des marges importantes par rapport au SMHV.

Le centre de Saclay est équipé d'un accéléromètre triaxial en champ libre relié au Laboratoire de Géophysique du CEA (LDG) de Bruyères-le-Châtel. Ce capteur est capable d'enregistrer tout mouvement sismique supérieur à 0,01 g. Ce détecteur se déclenche sur les précurseurs. La station accélérométrique a été déployée pour acquérir des signaux accélérométriques de référence en cas de mouvements forts. Les informations relatives à la présence de fichiers de données déclenchées et de calibration sont rapatriées au LDG sur une ligne analogique depuis un PC d'acquisition installé en salle des réseaux du LDG. Depuis sa mise en service, la station présente un taux de disponibilité de 100 %. Il n'y a pas eu de déclenchement dû à un séisme.

3.1.1.3. Séisme considéré pour le dimensionnement de l'installation

Le Bâtiment Réacteur a été construit dans les années 1976-1979. Le risque sismique a été pris en compte lors de sa conception sur la base d'un SMS d'intensité V (MSK). Le spectre standard du Regulatory Guide 1.60 de la NRC a été considéré à l'époque pour représenter le SMS. Ce spectre était calé en accélération à 0,025g.

Il convient de noter d'une part que l'installation a été réalisée postérieurement à la date de mise en application des règles parasismiques PS69 et, d'autre part, que l'application de ces règles n'était pas requise dans la mesure où le site de Saclay est situé dans une zone de sismicité nulle ou négligeable. Les dispositions constructives des règles PS69 ont néanmoins été respectées lors de la réalisation des ouvrages de génie civil de l'installation.

Dans le cadre du deuxième réexamen de sûreté de l'installation réalisé dans les années 2007-2009, le risque sismique a été pris en compte en considérant le Séisme Forfaitaire (SF) représenté par le spectre minimal forfaitaire calé à 0,1g défini dans la RFS n°2001-01 pour les sols alluvionnaires.

3.1.2. Dispositions de protection du dimensionnement

3.1.2.1. Identification des structures, systèmes et composants (SSC) essentiels

Les structures, systèmes et composants essentiels sont ceux nécessaires pour atteindre et maintenir l'état de repli sûr sont :

- Les matériels permettant la chute des barres de commande,
- Les clapets de convection naturelle,
- Les parois de la piscine du réacteur et du canal de transfert.

Le bloc-pile, qui permet le supportage du cœur, le guidage des éléments absorbants et qui canalise l'eau de réfrigération du cœur en circulation naturelle, est, à ce titre, également considéré comme un équipement essentiel.

3.1.2.2. Principales dispositions de construction associées

3.1.2.2.1. Description des structures de génie civil de l'installation

L'installation est constituée de plusieurs ouvrages qui sont repérés sur le schéma de la figure 8. Les principaux ouvrages sont :

- le Bâtiment Réacteur (BR) situé au centre de l'installation,
- le Bâtiment Electrique (BE) situé au sud du BR,
- le Bâtiment de traitement de l'Eau Lourde (BEL) situé à l'est du BR,
- le Bâtiment Ventilation (BV) situé au nord du BR,
- le Hall des Guides de Neutrons situé à l'ouest du BR,
- la Cheminée de Ventilation située au nord du BV.

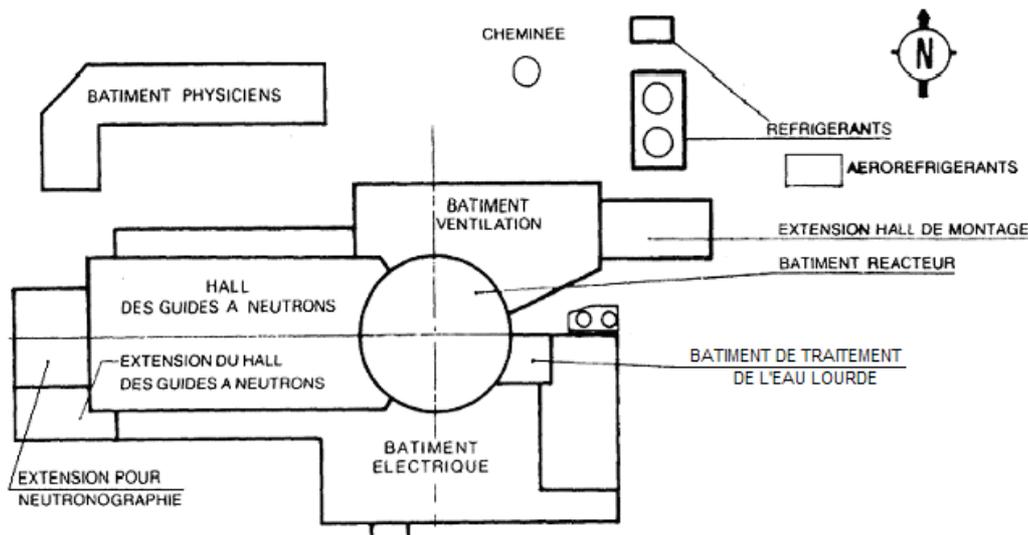


Figure 8 : vue en plan des ouvrages entrant dans le périmètre de l'installation.

Le rez-de-chaussée de l'installation est au niveau 0,00 m qui correspond au niveau +157,80 m NGF.

Les bâtiments nucléaires sont les Bâtiments Réacteur et de Traitement de l'Eau Lourde.

Les Bâtiments Réacteur, de Traitement de l'Eau Lourde, et les infrastructures des autres bâtiments situées sous le niveau 0,00 m, ont été réalisés en béton armé.

Les superstructures des Bâtiments Electrique et Ventilation et des Halls de Montage et des Guides de Neutrons, situées au-dessus du niveau 0,00 m, ont été réalisés en charpente métallique. La superstructure du Bâtiment Electrique comporte des planchers mixtes acier-béton et des cloisons en maçonnerie.

Description du Bâtiment Réacteur

Le BR est de forme circulaire en plan et a pour dimensions extérieures :

- diamètre dans la hauteur de l'infrastructure : 31,80 m,
- diamètre dans la hauteur de la superstructure : 29,20 m,
- hauteur entre la sous face du radier et le dessus du dôme : 37,80 m environ.

Il est fondé aux niveaux -8,50 m au droit de la piscine et -7,50 m ailleurs sur les argiles à meulière par l'intermédiaire d'un radier général dont l'épaisseur est de 2,50 m au droit de la piscine et de 1,50 m ailleurs.

Il comporte deux parties distinctes :

- les structures internes qui sont pour l'essentiel situées entre le radier et le niveau +10,00 m, où sont situés la piscine, la bache de vidange, des casemates, le canal de transfert, des réservoirs et les différents circuits,
- l'enceinte de confinement et le caisson de reprise des fuites situé à l'extérieur de l'enceinte et lié à cette dernière.

Les structures internes et l'enceinte de confinement sont structurellement indépendantes et séparées par un joint d'une largeur en général de 50 mm.

Description des structures internes

Les structures internes comportent :

- deux planchers complets aux niveaux 0,00 et +10,00 m,
- des planchers partiels aux niveaux -3,00, +3,20 environ et +6,70 m,
- des planchers locaux de couverture de salles spécifiques aux niveaux +12,70, +13,80 et +14,55 m,
- des éléments porteurs constitués par des voiles et des poteaux,
- des ouvrages en eau : la piscine, la bache de vidange et le canal de transfert.

La piscine est située à l'intérieur d'un cylindre en béton armé à génératrices verticales de forte épaisseur. Ses dimensions intérieures sont les suivantes :

- diamètre : 4,50 m,

- profondeur : 15,50 m.

Elle est implantée au centre du bâtiment et comporte dans sa partie inférieure un bac de désactivation dont le fond est situé au niveau -5,50 m, c'est-à-dire au niveau de la recharge en béton de 0,50 m située au-dessus du radier. Le bac de désactivation est mitoyen à l'est à la bache de vidange entre les niveaux -5,00 et 0,00 m. La piscine est mitoyenne à l'est au canal de transfert au-dessus du niveau -3,15 m. Elle communique avec ce canal par une ouverture dont le niveau bas est à +5,50 m et qui peut être obturée par un batardeau.

Le canal de transfert est de forme trapézoïdale en plan, situé entre les niveaux -3,15 et +10,00 m, et délimité par un fond et des parois verticales en béton armé de forte épaisseur.

Les planchers sont supportés par les voiles et les poteaux des structures internes à l'exception du plancher au niveau +10,00 m qui est de plus supporté verticalement sur sa périphérie par un corbeau filant en béton armé solidaire de l'enceinte externe.

Le système de contreventement horizontal de ces structures est constitué par un ensemble de voiles reliés par les diaphragmes constitués par les dalles des planchers à 0,00 et +10,00 m. Les principaux voiles sont :

- les voiles épais de la piscine, de la bache de vidange, du canal de transfert et des casemates situés à l'ouest, au sud et au nord de la piscine entre les niveaux -6,00 et 0,00 m,
- les voiles épais de la piscine et de soubassement est-ouest du canal de transfert entre les niveaux 0,00 et +3,15 m,
- les voiles épais de la piscine, du canal de transfert et des casemates abritant les pompes entre les niveaux +3,15 et +10,00 m.

Les différents locaux situés au-dessus du niveau +10,00 m sont situés sur la périphérie du bâtiment, au voisinage de l'enceinte. Ils sont contreventés par des voiles reliés en tête par des dalles.

Cuvelages des ouvrages en eau

Les parois de la piscine, du canal de transfert et de la bache de vidange comportent un liner constitué de tôles soudées en acier inoxydable.

Dans la partie de la piscine où se situe le cœur du réacteur, le liner est intégré à un ensemble mécano-soudé en tôles d'acier qui comporte dans sa partie basse une structure métallique supportant la cuve d'eau lourde du réacteur. La virole interne en acier inoxydable de cet ensemble est doublée d'une virole externe en acier noir en contact avec le béton. Ces deux viroles sont séparées par un espace annulaire d'air et comportent des orifices destinés au passage des canaux expérimentaux.

Description de l'enceinte externe de confinement

L'enceinte externe de confinement est constituée d'un voile cylindrique épais surmonté d'un dôme sphérique surbaissé. Le diamètre extérieur de l'enceinte est de 29,20 m et le dôme culmine au niveau +29,26 m. Dans la partie enterrée du bâtiment, l'enceinte comporte sur son périmètre extérieur le caisson de reprise des fuites dont la structure est constituée par un voile cylindrique et une dalle annulaire de couverture au niveau 0,00 m.

L'enceinte comporte au niveau +22,00 m un corbeau filant en béton armé qui constitue la voie de roulement du pont roulant polaire.

Description du Bâtiment Electrique

Le Bâtiment Electrique abrite les bureaux de l'ensemble du personnel chargé de l'exploitation du réacteur, la salle de conduite et l'ensemble des installations électriques et électroniques nécessaires à l'exploitation du réacteur.

L'infrastructure du bâtiment est en béton armé et sa superstructure est en charpente métallique. Les façades sont traitées, soit en bardage, soit en mur rideau, suivant les zones. Les toitures sont du type terrasse inaccessible à faible pente. La superstructure du Bâtiment Electrique comporte des planchers mixtes acier-béton et des cloisons en maçonnerie.

Description du Bâtiment de Traitement de l'Eau Lourde

Le BEL est mitoyen au BR. Ses quatre façades sont constituées de voiles en béton armé. Il a une forme particulière en plan dans la mesure où le voile de sa façade ouest suit la forme de l'enceinte du BR et est donc de forme cylindrique. En élévation, sa largeur en infrastructure est réduite côté ouest de manière dissymétrique pour échapper au caisson de reprise des fuites du BR.

Le BEL et le BR sont séparés par un joint de dilatation dont la largeur théorique est de 20 mm.

Il est fondé au niveau -6,44 m sur les argiles à meulière par l'intermédiaire d'un radier de 0,90 m d'épaisseur et de forme trapézoïdale en plan. Le dessus de sa toiture-terrasse culmine au niveau

+24,60 m environ.

Ses dimensions extérieures approximatives en plan sont les suivantes :

- dans la direction est-ouest : 8,60 m côté nord et 11,80 m côté sud,
- dans la direction nord-sud : 8,95 m.

Il comporte contre sa façade sud une cage d'escalier intérieure délimitée par des voiles en béton armé qui règne depuis le dessus du radier jusqu'au niveau +6,20 m où est située la dalle de couverture de la cage. Des planchers complets sont présents aux niveaux 0,00, +3,55 et +24,60 m. Des planchers partiels sont également présents aux niveaux +9,00, +13,15, +18,15 et +21,70 m. Les planchers aux niveaux 0 m, +3,55 m et +21,70 m sont constitués par des dalles minces et des poutres en béton armé.

Description du Bâtiment de Ventilation

Le BV est mitoyen au BR. Il comporte un sous-sol au niveau -4,25 m dont la structure est en béton armé et, au-dessus du niveau 0,00 m, les ouvrages suivants :

- le Hall de Ventilation situé côté ouest dont la structure est en charpente métallique,
- le Hall de Montage situé côté est dont la structure est également en charpente métallique,
- le Sas Camion situé à son extrémité sud-est et qui est mitoyen à l'enceinte externe du BR et dont la structure est en béton armé.

Infrastructure du bâtiment

L'infrastructure est fondée sur les argiles à meulières par l'intermédiaire d'un radier général de 0,50 m d'épaisseur. L'infrastructure épouse côté sud la forme de l'enceinte du BR et sa largeur est donc variable. Ses dimensions principales en plan sont approximativement les suivantes :

- longueur dans la direction est-ouest : 49,60 m,
- largeur côté façade ouest : 19,80 m,
- largeur côté façade est : 24,80 m.

Un joint de direction nord-sud et d'une largeur de 20 mm a été prévu dans la voile de la façade nord et dans le plancher au niveau 0,00 m, à la limite entre les deux halls situés en superstructure, et fractionne l'infrastructure en deux blocs. Les dimensions des blocs ouest (BVO) et est (BVE) résultant de ce fractionnement sont respectivement d'environ 34,60 et 15,00 m dans la direction est-ouest.

L'infrastructure comporte un plancher au niveau 0,00 m constitué d'une dalle pleine et d'un quadrillage de poutres en béton armé. Ce plancher est supporté par des voiles et des poteaux en béton armé. Des voiles sont présents à la périphérie de l'ouvrage sur ses façades nord, est et ouest, et à l'intérieur des blocs :

- dans le BVO, il existe côté ouest les voiles délimitant la cage d'escalier et, au nord, les voiles des cellules des filtres ;
- dans le BVE, il existe côté ouest un voile de direction nord-sud et les voiles délimitant la cage d'escalier et, au sud-ouest, les voiles du sous-sol du Sas Camion.

Le système de contreventement des deux blocs d'infrastructure est constitué par des voiles et des portiques en béton armé reliés au niveau 0,00 m par les diaphragmes constitués par les dalles du plancher.

Hall de Ventilation

La structure métallique du Hall de Ventilation couvre le bloc ouest (BVO) d'infrastructure. Son système de contreventement est constitué dans la direction nord-sud par des portiques transversaux disposés au pas de 7,00 m et, dans l'autre direction, par deux palées de stabilité longitudinale. Les portiques transversaux ont une portée de 12,60 m. Ils comportent deux poteaux en profilé HEA qui sont articulés en pied au niveau 0,00 m et une traverse en profilé HEA située au niveau de la toiture. Les palées de stabilité longitudinale, situées sur les deux files de poteaux, sont constituées d'un portique entre les niveaux 0,00 et +6,43 m environ et d'une croix de St André entre les niveaux +6,43 et +8,73 m, ce dernier niveau étant celui de la toiture du hall. Un contreventement horizontal triangulé est présent à l'ouest et à l'est de la toiture du hall.

La structure supporte au niveau +6,245 m un pont roulant d'une capacité de 50 kN qui est posé sur des poutres de roulement appuyées sur des corbeaux liés aux poteaux des portiques.

L'enveloppe extérieure est constituée sur les façades par un bardage double peau et en toiture par des bacs acier supportant une isolation thermique et un complexe d'étanchéité.

Des cloisons en maçonnerie non structurales sont présentes au voisinage des façades est et ouest du hall.

Hall de Montage

La structure métallique du Hall de Montage couvre la majeure partie du bloc est (BVE) d'infrastructure, entre le Sas Camion situé au sud-ouest du bloc et la façade nord du bâtiment. Son système de contreventement est constitué dans la direction est-ouest par des portiques transversaux disposés à un pas variable compris entre 5,60 et 7,00 m et, dans l'autre direction, par deux palées de stabilité longitudinale triangulées en vé inversé. Les portiques transversaux ont une portée de 14,00 m. Ils comportent deux poteaux en profilé HEA qui sont articulés en pied au niveau 0,00 m et une traverse en profilé HEA située au niveau de la toiture. Un contreventement horizontal triangulé est présent au nord et au sud de la toiture du hall qui est située au niveau +8,73 m environ.

La structure supporte au niveau +5,82 m un pont roulant d'une capacité de 150 kN, qui est posé sur des poutres de roulement appuyées sur des corbeaux liés aux poteaux des portiques.

L'enveloppe extérieure est constituée sur les façades par un bardage double peau et en toiture par des bacs acier supportant une isolation thermique et un complexe d'étanchéité.

Sas Camion

Le Sas Camion couvre la partie sud-ouest du bloc est (BVE) d'infrastructure. Il est de forme rectangulaire en plan, de dimensions extérieures 5,00 x 7,40 m. Il a été réalisé en béton armé. Sa toiture-terrasse est constituée d'une dalle en béton armé située au niveau +4,30 m. Il est contreventé transversalement par les portiques situés à ses extrémités et le cadre formé par les voiles des façades nord-ouest et sud-est et les dalles des niveaux 0,00 et +4,30 m et, longitudinalement, par les voiles situés sur ses façades nord-ouest et sud-est. Ces voiles sont prolongés dans la hauteur de l'infrastructure du BVE où ils sont appuyés sur le radier général du bâtiment.

Description du Hall des Guides de Neutrons

Le Hall des Guides de Neutrons a pour fonction d'abriter de nombreuses expériences de physique à partir des différents guides de neutrons sortant à l'Ouest du bâtiment réacteur. Ce bâtiment ne remplit aucune fonction dans la marche du réacteur.

L'infrastructure du bâtiment est en béton armé, la superstructure est en charpente métallique. Les façades sont traitées, soit en bardage, soit en murs-rideau suivant les zones.

Description de la Cheminée du Réacteur

La cheminée de ventilation a été réalisée en béton armé. Elle est fondée au niveau -5,45 m et culmine au niveau +45,00 m. Sa fondation est constituée d'un radier circulaire épais de 6,40 m de diamètre.

Le fût de la cheminée est un cylindre à génératrices verticales. Son diamètre intérieur est de 1,30 m et l'épaisseur de sa paroi est de 0,24 m. Entre le dessus du radier et le niveau +2,25 m, le fût est doublé par un voile cylindrique extérieur de 3,50 m de diamètre intérieur et de 0,20 m d'épaisseur. Le voile extérieur est relié au fût par deux dalles annulaires situées aux niveaux -0,30 et +2,25 m et par quatre voiles radiaux situés entre les deux niveaux précédents.

Le voile extérieur comporte une ouverture au niveau -4,35 m sur laquelle aboutit le carneau de ventilation. Le fût de la cheminée comporte à sa base plusieurs ouvertures constituant les entrées d'air.

3.1.2.2.2. Description des équipements essentiels de l'installation

Arrêt automatique du réacteur

Les études effectuées dans le cadre du deuxième réexamen de sûreté ont confirmé qu'il n'était pas nécessaire de disposer de capteurs sismiques pour déclencher un arrêt automatique du réacteur. Toutefois, il a été constaté que les accéléromètres existants de la coupole auraient la capacité à fournir un signal d'AU réacteur pour un spectre approchant le spectre forfaitaire à 0,1g applicable au site de Saclay.

L'installation Orphée a en effet été munie, depuis sa mise en service, d'accéléromètres en lien avec le traitement d'éventuels missiles secondaires à la suite d'un impact extérieur sur l'enceinte. Ceux-ci, au nombre de 3, sont positionnés à 120° sous la coupole.

La mesure de l'accélération coupole est constituée de 3 chaînes classées indépendantes, isolées physiquement et séparées géographiquement. Les capteurs sont fixés à la partie haute de la jupe de l'enceinte. Chacune des 3 chaînes est constituée de 2 capteurs monodirectionnels, montés dans un plan horizontal, dont les axes font 90° entre eux. La gamme de mesure des capteurs est comprise entre -2g et 2g. La bande passante spécifiée est de 0 à 16 Hz à +/- 0,5 dB.

L'analyse modale spectrale de l'enceinte du bâtiment réacteur a montré que l'application du spectre forfaitaire à 0,1g est susceptible de conduire au franchissement du seuil d'AU sur les accéléromètres (seuils fixés à + 0,2g et - 0,2g).

Sur franchissement du seuil, le traitement de la protection du réacteur est basée sur le traitement du signal analogique délivré par les accéléromètres dans les baies thermodynamiques, puis au vote en 2/3 d'un signal d'AU émis en 1/2 par les chaînes d'arrêt automatique. L'ordre d'AU est alors appliqué aux relais statiques de puissance qui alimentent les électro-aimants des barres de commande. L'ensemble de la chaîne est conçue en sécurité positive (ordres à manque).

Les accéléromètres de la coupole sont donc susceptibles de fournir une protection automatique en cas de séisme dépassant 0,1g.

De plus, en cas de perte concomitante du réseau électrique externe, la protection par les relais manque de tension serait également disponible pour provoquer l'arrêt automatique du réacteur.

Clapets de convection naturelle

Les deux clapets de convection naturelle sont placés en haut du bloc tubulaire supérieur. En fonctionnement normal, ils sont maintenus fermés sous l'effet de la différence de pression entre le circuit de refroidissement du cœur et la piscine du réacteur.

En cas de chute de pression à la suite de l'arrêt des pompes primaires, les clapets s'ouvrent automatiquement sous l'effet de la gravité par basculement autour d'un axe de rotation. Le sens du débit dans le cœur s'inverse et le régime de convection naturelle se met en place permettant l'admission à la base du cœur de l'eau de la piscine du réacteur.

Les deux clapets sont totalement indépendants et l'ouverture d'un seul clapet est suffisante pour assurer la convection naturelle et permettre le refroidissement efficace du cœur.

Bloc pile

Le bloc pile est constitué par les éléments principaux suivants :

- le caisson du cœur,
- le bloc tubulaire supérieur,
- la cuve à eau lourde,
- les doigts de gant des canaux horizontaux pénétrant dans la cuve à eau lourde.

Le bloc pile est supporté par une structure métallique située sous la cuve à eau lourde. Cette structure est intégrée à l'ensemble mécano-soudé en tôle d'acier inoxydable dont les parois cylindriques verticales constituent le cuvelage de la piscine dans la zone du cœur du réacteur. Cette structure est constituée d'un ensemble d'entretoises obliques en acier inoxydable supportant une bride sur laquelle est boulonnée la bride inférieure de la cuve à eau lourde.

Caisson du cœur

Le caisson du cœur est un tube vertical en alliage de zirconium comportant à chacune de ses extrémités une bride annulaire épaisse en acier inoxydable. La bride inférieure est fixée par vissage sur le fond de la cuve à eau lourde. La bride supérieure est située au-dessus de la plaque circulaire inférieure du bloc tubulaire supérieur.

Bloc tubulaire supérieur

Le bloc tubulaire supérieur est situé au-dessus de la cuve d'eau lourde. Il a été réalisé en acier inoxydable et a la forme d'un cylindre à génératrices verticales. Sa structure principale est constituée :

- d'une plaque circulaire inférieure épaisse qui est fixée par vissage sur une bride annulaire située à la partie supérieure de la cuve à eau lourde,
- d'une virole cylindrique qui est soudée sur la plaque inférieure,
- d'une plaque circulaire supérieure épaisse qui est fixée par vissage sur une bride annulaire soudée en partie supérieure de la virole.

Une crépine annulaire extérieure est soudée à la partie supérieure de la virole. Les deux clapets permettant l'évacuation de la puissance résiduelle par convection naturelle sont situés sur la face extérieure de la crépine. Ils sont chacun constitués d'un volet en acier inoxydable comportant un axe permettant sa rotation.

Cuve à eau lourde

La cuve à eau lourde est un récipient cylindrique en acier inoxydable comportant un fond inférieur en anse de panier. Sa structure principale est constituée :

- d'un fond épaissi dans sa partie centrale où est fixé le caisson du cœur,
- d'une virole cylindrique sur laquelle est soudé le fond de la cuve,
- d'une bride annulaire supérieure épaisse qui est soudée sur la virole et sur laquelle est fixée par vissage la plaque inférieure du bloc tubulaire supérieur.

Une virole cylindrique, soudée sous le fond de la cuve, comporte à sa base une bride annulaire soudée permettant la fixation de la cuve sur la structure support du bloc cœur.

Doigts de gants

Les doigts de gant des différents canaux ont été réalisés en alliage d'aluminium. Ils sont constitués à l'avant d'un tube tronconique de section rectangulaire de hauteur variable qui s'épanouit vers l'arrière pour venir se raccorder sur une bride avant, elle-même solidaire d'une virole cylindrique qui comporte à l'arrière une autre bride.

3.1.2.2.3. Description des équipements susceptibles d'agresser des équipements essentiels

Équipements en piscine des sources froides

Ces équipements sont constitués par les lignes cryogéniques, les ballons condenseur et les réservoirs d'hydrogène.

Plongeur

Sa structure, en charpente métallique, comporte une plate-forme située au niveau +13,45 m, un escalier en porte-à-faux permettant d'accéder à la plate-forme, et deux poteaux sur lesquels s'appuient les deux limons de l'escalier. Elle est ancrée dans la dalle du niveau +10,00 m.

Nacelle de manutention

Il s'agit d'un équipement mobile situé au niveau +10,00 m au-dessus des ouvrages en eau. Sa structure, en charpente métallique mécano-soudée, est constituée de deux portiques parallèles et liés entre eux qui supportent une nacelle mobile suspendue. Les pieds des poteaux des portiques sont encastrés à la base sur des sommiers qui se déplacent sur des rails de roulement situés de part et d'autre du canal de transfert et de la piscine.

Réservoirs d'eau déminéralisée ED 01 BA et EZ 01 BA

Ces réservoirs ont été réalisés en acier inoxydable et sont constitués d'un fond et d'un toit en anse de panier reliés par une virole cylindrique à génératrices verticales. Les pieds des réservoirs sont ancrés dans la dalle du niveau +13,80 m.

Réservoirs d'hélium EL 06 BA

Ce réservoir a été réalisé en acier inoxydable et est constitué d'un fond et d'un toit en anse de panier reliés par une virole cylindrique à génératrices verticales. Il comporte trois pieds ancrés dans la dalle du niveau +13,80 m.

Réservoirs d'appoint et de secours en hélium

Les deux réservoirs ont été réalisés en acier calmé non allié et sont constitués d'un fond et d'un toit en anse de panier reliés par une virole cylindrique à génératrices verticales. Les trois pieds des réservoirs sont ancrés dans la dalle du niveau +10,00 m.

Pont polaire du Bâtiment Réacteur

La structure du pont a été réalisée en acier au carbone. Sa portée est de 27,10 m et sa charge utile de 20 ou 150 kN. Il est constitué de deux poutres de section transversale en caisson fixées à chacune de leurs extrémités sur un sommier de section transversale en caisson. Un sommier comporte deux galets verticaux. L'autre comporte deux galets verticaux et, à chacune de ses extrémités, deux galets horizontaux de guidage pinçant le rail de roulement.

Le pont est équipé de deux chariots. Le chariot principal se déplace sur les poutres du pont et est équipé d'un treuil de 150 kN. Une structure métallique, suspendue au chariot principal et située sous les poutres du pont, supporte deux poutres de roulement qui sont perpendiculaires aux poutres du pont et sur lesquelles se déplace un chariot équipé d'un treuil de 20 kN. La structure supportant ces poutres est constituée de quatre suspentes verticales fixées en tête sur le châssis du chariot principal. Sa stabilité horizontale est assurée par deux palées de stabilité triangulées dans chaque direction. Les chariots du pont sont équipés de dispositifs anti-déraillement et anti-envol.

3.1.2.2.4. Description des autres équipements ayant fait l'objet d'une évaluation des marges

Entreposage d'éléments en piscine

L'entreposage d'éléments combustibles en piscine est effectué dans dix-sept alvéoles réparties en quatre emplacements. Les alvéoles sont des tubes en acier inoxydable soudés en pied sur des châssis qui sont fixés par boulonnage sur les entretoises de la structure support du bloc pile.

Entreposage d'éléments en canal

L'entreposage d'éléments combustibles dans le canal de transfert est effectué dans trois paniers identiques comportant chacun huit alvéoles. La structure des paniers est un ensemble mécano-soudé de forme parallélépipédique en acier inoxydable. Elle est constituée de trois cadres horizontaux, de huit tubes verticaux de section carrée constituant les alvéoles et de montants verticaux reliant les trois cadres. Le cadre inférieur est fixé par boulonnage sur des pièces métalliques soudées sur la tôle de cuvelage située au fond du canal.

Circuit d'appoint de secours

Le circuit, constitué d'une tuyauterie en acier galvanisé de 90 mm de diamètre, relie la piscine du Bâtiment Réacteur au poste de repli. Dans l'installation, il chemine sous le plancher au niveau +10,00 m du Bâtiment Réacteur, puis au niveau -1,50 m dans le sous-sol de la zone ouest du Bâtiment Ventilation. A l'extérieur de l'installation, il est situé dans un caniveau enterré reliant le Bâtiment Ventilation au poste de repli.

Tuyauterie du circuit de refroidissement secondaire ES

Le circuit ES relie les échangeurs au réfrigérant atmosphérique situé au nord-est du Bâtiment Réacteur. Il chemine dans le Bâtiment réacteur et le sous-sol de la zone est du Bâtiment Ventilation, puis dans une galerie souterraine jusqu'au réfrigérant atmosphérique.

Il est constitué de deux tuyauteries principales en acier au carbone de 500 mm de diamètre sur lesquelles sont raccordées des tuyauteries de plus faible diamètre reliées, dans l'installation, aux échangeurs situés en casemate dans le Bâtiment Réacteur et, à l'extérieur, aux deux bassins du réfrigérant atmosphérique.

Réseau de ventilation de sauvegarde

Ce réseau est situé dans le sous-sol de la zone ouest du bâtiment Ventilation. Il est constitué :

- pour l'extraction dans le local de reprise des fuites, de tronçons de canalisations éprouvées à 60 bars et assemblées par des brides, d'une gaine équipée à la sortie du caisson, d'un diaphragme, d'un volet d'isolement, d'un clapet anti-retour et d'une chambre différentielle de pression,
- pour l'extraction directe de l'enceinte, d'une gaine d'extraction permettant la mise en communication de l'enceinte de confinement du réacteur avec la gaine raccordée sur le caisson de reprise des fuites. Avant sa traversée de la jupe, cette gaine a deux branches parallèles équipées chacune d'une vanne étanche motorisée et d'un diaphragme,
- d'une branche commune après réunion des deux circuits « enceinte » et « caisson reprise des fuites ». Cette branche commune est équipée d'une chambre de pression différentielle, d'un piège à froid, de deux réchauffeurs, d'un filtre THE, d'un filtre PAI et de deux ventilateurs.

Les ventilateurs, réchauffeurs et vannes sont secourus par des groupes électrogènes. Les filtres sont situés dans un local en béton situé dans le sous-sol du Bâtiment Ventilation.

3.1.2.3 Principales dispositions d'exploitation

Les conséquences d'un séisme sur le centre peuvent entraîner la perte des alimentations électriques externe et des ruptures de collecteurs, dont l'alimentation en eau potable ou recyclée. Les réseaux peuvent être isolés par des vannes en galerie technique.

Le redémarrage de l'installation après un événement de type séisme ayant entraîné l'arrêt automatique du réacteur ne serait initié qu'après des contrôles des EIS, notamment les temps de chute des barres de commande et les essais complets du contrôle commande correspondant aux essais annuels.

3.1.2.4 Prise en compte des effets indirects du séisme

Le séisme, de manière indirecte, peut être initiateur d'agression interne.

- Les phénomènes d'inondation interne due au séisme résultant de la rupture d'une tuyauterie sont traités dans le § 5.2.
- Le séisme pourrait être à l'origine d'un court-circuit sur un tableau électrique de l'installation, pouvant initier un début d'incendie. Les départs d'alimentation électrique situés dans la salle des transformateurs (local 38) au niveau 0 m, ainsi que les armoires électriques du Hall des Guides ou des expérimentateurs sont les plus sensibles vis-à-vis du risque incendie. Ce point est traité dans le § 3.3.

3.1.3. Conformité de l'installation

3.1.3.1 Organisation générale de l'exploitant pour garantir la conformité

Les Eléments Importants pour la Sûreté (EIS) ont été définis à la suite de l'analyse de sûreté du réacteur Orphée effectuée pour chacune des trois barrières successives entourant le combustible du cœur. A travers différents scénarios, les causes de défaillance de ces barrières ont été identifiées et des dispositions de prévention et de surveillance ont été mises en place afin d'en limiter des conséquences.

Ces exigences sont ensuite reprises dans les différentes procédures et fiches d'essai intégrées au système documentaire de l'installation. Les activités de maintenances et de contrôles périodiques des EIS font l'objet d'un suivi particulier, associé à une planification robuste et des modes opératoires détaillés, permettant de garantir la traçabilité de l'ensemble des opérations réalisées ainsi que le maintien dans le temps des exigences associées aux fonctions de sûreté.

Lorsque l'exigence est assurée par conception, a minima un contrôle visuel périodique permet de s'assurer de la conformité intrinsèque de l'équipement. La maîtrise du vieillissement concerne principalement les équipements liés au génie civil ainsi que les équipements sensibles à l'usure (pompe, embrayage, ...). Les opérations de maintenance préventives ou correctives réalisées sont archivées pour chaque équipement.

L'installation tient à jour la liste des fiches d'écarts et des actions préventives et correctives effectuées. Chaque année, une revue est réalisée afin de faire le bilan des écarts et détecter d'éventuels défauts de mode commun. Cette revue permet également d'emmagasiner un retour d'expérience important sur les éléments sensibles à l'usure et au vieillissement (via la synthèse des travaux et opérations de maintenances correctives et préventives), garantissant la maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence de l'installation.

La modification d'un EIS (ou impactant un EIS) fait l'objet d'une étude approfondie. Cette réflexion permet de juger de l'ampleur de la modification pour l'exploitation du réacteur et de l'impact sur le référentiel de sûreté. Au préalable à sa mise en œuvre, le dossier justificatif de la modification est soumis à autorisation du niveau adéquat. A l'issue des modifications et de la mise à jour du système documentaire impacté, une fiche de mise en service (ou requalification) permet de valider la modification et de lever les dernières réserves.

Un réexamen de sûreté est réalisé tous les 10 ans. Ces réexamens visent d'une part à se réinterroger sur la sûreté de façon approfondie, d'autre part à définir des axes d'améliorations permettant de rehausser le niveau sûreté à un niveau proche, à défaut d'être équivalent, de celui des installations les plus récentes. Les réexamens de sûreté complètent ainsi le processus continu d'amélioration de la sûreté que constitue l'examen du retour d'expérience de l'exploitation de l'installation.

L'examen de conformité réalisé au titre du réexamen de sûreté de 2009 a permis de s'assurer que les exigences de sûreté définies sont toujours respectées et de vérifier l'état général des équipements. L'ASN a estimé que, compte tenu de l'étendue des contrôles qui ont pu être réalisés au titre des examens de conformité, une bonne appréciation de l'état de l'installation a pu être établie et que les résultats de ces contrôles apparaissent globalement satisfaisants.

3.1.3.2 Maintien de la conformité vis-à-vis du risque sismique

Génie civil de la piscine, du bac de désactivation et du canal de transfert

La piscine et le bac de désactivation font l'objet d'un dimensionnement aux situations accidentelles prises en compte à la conception. La bonne tenue du canal de transfert à ces situations a été vérifiée a posteriori. Les résultats des études sont traduits dans les plans conformes à exécution et dans le dossier

de qualité de fabrication du béton.

Un examen par sondage du ferrailage en place a été réalisé dans le cadre du deuxième réexamen de sûreté. Les images Ferroskan montrent que les espacements des aciers sont conformes aux plans.

Génie civil de la jupe et de la coupole

La jupe et la coupole sont notamment dimensionnées au séisme de référence (intensité V MSK) et à la surpression interne qui serait engendrée par un accident (135 mbar). Cette dernière exigence est vérifiée lors d'un essai périodique avec mise en surpression de l'enceinte réacteur.

Ces sollicitations sont prises en compte dans les notes de dimensionnement de ces éléments et traduites dans les plans conformes à exécution et le dossier de qualité de fabrication du béton.

Un examen par sondage du ferrailage en place a été réalisé dans le cadre du deuxième réexamen de sûreté. Les images Ferroskan montrent que les espacements des aciers sont conformes aux plans.

Génie civil du radier

Les exigences de dimensionnement du radier sont traduites dans les plans conformes à exécution et le dossier de qualité de fabrication du béton.

Le radier n'a pas fait l'objet d'un examen du ferrailage dans le cadre du réexamen du fait de la présence d'un béton de forme de 50 cm d'épaisseur sur ce dernier.

En revanche, des mesures de tassement du bâtiment réacteur ont été effectuées dans le cadre du deuxième réexamen de sûreté afin de les comparer à celles prévues à long terme et présentées dans le rapport de sûreté. Les résultats montrent que le tassement, s'il a lieu, est homogène sur la surface du radier et sans incidence sur l'installation. Les cotes NGF des platines situées en haut de la jupe et mesurées en 2008 constituent un nouveau point zéro.

Génie Civil des casemates du bloc eau

L'exigence de non dénoyage du cœur en cas de rupture de circuit ED dans le bloc eau est prise en compte dans le dimensionnement des casemates. Par ailleurs, le dimensionnement du bloc eau du réacteur Orphée en cas d'inondation d'une casemate a été vérifié en réponse à une des demandes du GP de 1997.

Les résultats des études de dimensionnement sont traduits dans les plans conformes à exécution et dans le dossier de qualité de fabrication du béton.

Un examen par sondage du ferrailage en place a été réalisé dans le cadre du deuxième réexamen de sûreté. Les images Ferroskan montrent que les espacements des aciers sont conformes aux plans.

3.2. Evaluation des marges

3.2.1. Généralités

Les marges présentées dans les paragraphes suivants ont été évaluées par un groupe d'experts en génie parasismique. L'avis du groupe d'expert repose sur la visite de l'installation, l'examen des notes de calculs et des plans d'exécution, et sur l'analyse qualitative du fonctionnement des structures de génie civil et des équipements en situation sismique.

3.2.2. Séismes de référence considérés pour l'évaluation des marges

Le séisme de référence considéré pour l'évaluation des marges est le Séisme Forfaitaire (SF) représenté par le spectre minimal forfaitaire de la RFS n°200 1-01 applicable au site de Saclay.

3.2.3. Méthodologie d'évaluation des marges

Le facteur global de marge est le coefficient multiplicateur maximal du niveau de séisme de référence de l'installation qui est compatible avec un état global des équipements, éléments structuraux et ouvrages permettant de satisfaire à leurs exigences de comportement.

Le facteur de marge global est défini comme étant la conjonction de facteurs de marge élémentaires. Les facteurs de marge élémentaires éventuellement considérés dans la présente évaluation résultent de l'examen des codes et des méthodes utilisés lors du dimensionnement des ouvrages de l'installation ou

de l'analyse du comportement réalisée lors de leur dernier réexamen, 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. L'utilisation de composantes de sollicitations non concomitantes lors de vérification des critères se traduit également par une marge,
- de la méthode de prise en compte de l'interaction sol-structure lors de l'analyse dynamique,
- 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,
- des possibilités de redistribution des efforts dans les zones d'un bâtiment où le fonctionnement structurel considéré lors du réexamen conduit à des sollicitations trop importantes dans certains éléments vis-à-vis de leur capacité de résistance,
- de la capacité des structures à dissiper l'énergie par un comportement hystérétique ductile et/ou par d'autres mécanismes.

3.2.4. Structures de génie civil

3.2.4.1 Introduction

L'évaluation des marges est effectuée pour les Bâtiments Réacteur, de Traitement de L'eau Lourde et Ventilation, et la cheminée du Bâtiment Réacteur.

Le Bâtiment Electrique et le Hall des Guides de Neutrons sont considérés non opérationnels après séisme et leurs facteurs de marge ne sont pas évalués.

3.2.4.2 Bâtiment Réacteur

Robustesse du Bâtiment Réacteur

Lors du deuxième réexamen de sûreté, l'analyse du comportement sismique du Bâtiment Réacteur a été effectuée en considérant le Séisme Forfaitaire (SF). Elle a été menée dans le domaine élastique conformément au guide ASN/GUIDE/2/01 de 2006. Cet ouvrage a fait l'objet d'un modèle tridimensionnel filaire aux éléments finis de type « brochette » et les calculs sismiques ont été réalisés en utilisant ce modèle et en tenant compte de l'interaction sol-structure. Trois hypothèses de rigidité du sol ont été prises en compte lors de l'analyse dynamique. Le Bâtiment Réacteur est enfoui dans le sol sur environ 20% de sa hauteur et l'effet favorable de cet enfouissement n'a pas été considéré. Les sollicitations dans l'ouvrage ont été déterminées en représentant l'action du séisme par des chargements pseudo-statiques. Les justifications ont été effectuées par des calculs menés selon les règles de calcul du béton armé.

Compte tenu de la nature du sol, les fréquences des modes fondamentaux du Bâtiment Réacteur sont relativement basses, comprises entre 2,8 et 4 Hz dans les directions horizontales. L'analyse a mis en évidence que la stabilité d'ensemble et la résistance du Bâtiment Réacteur sont assurées avec des marges significatives qui ont été constatées dans la majorité des éléments structuraux. Les contraintes obtenues en situation sismique dans l'enceinte et les structures internes sont très faibles. Seule la structure du monte-charge situé à l'ouest du Bâtiment Réacteur au-dessus du niveau +10,00 m est soumise à un niveau de sollicitation significatif.

Les niveaux de séisme au-delà desquels une instabilité des structures du Bâtiment Réacteur pourrait se produire sont évalués à :

- enceinte externe : **2,0** fois le niveau du SF,
- structures internes entre niveaux -6,00 et +10,00 m : **2,3** fois le niveau du SF,
- structure du monte-charge au-dessus de +10,00 m : **1,5** fois le niveau du SF.

Pour un niveau de séisme supérieur à 1,5 fois celui du SF, la structure du monte-charge pourrait subir des dommages significatifs et, par suite, induire des dommages du même ordre à d'autres éléments structuraux situés à sa proximité immédiate, à l'exclusion toutefois de l'enceinte externe compte tenu de sa forte robustesse.

Les revêtements métalliques qui constituent les cuvelages internes des ouvrages en eau sont constitués de tôles d'acier inoxydable munies de raidisseurs et liées aux parois par des connecteurs. En situation sismique, ces revêtements sont soumis aux déformations imposées par les structures en béton armé. Ces structures étant très rigides, les déformations de ces revêtements vont rester très faibles en situation sismique et le resteront pour des niveaux de séisme supérieurs. La marge évaluée précédemment pour les structures internes s'applique également à ces revêtements.

Interactions entre le Bâtiment Réacteur et les autres bâtiments

L'enceinte périphérique externe du Bâtiment Réacteur a été dimensionnée aux agressions externes et ce dimensionnement lui confère une forte robustesse vis-à-vis d'éventuels chocs latéraux.

Le risque d'interaction entre les Bâtiments Réacteur et de Traitement de l'Eau Lourde a été étudié lors du réexamen de sûreté et l'atteinte de l'instabilité du Bâtiment de Traitement de l'Eau Lourde pour le niveau de séisme évalué au paragraphe 3.2.4.3 n'est pas de nature à endommager la jupe de l'enceinte externe du Bâtiment Réacteur compte tenu des faibles énergies qui seraient mises en jeu lors des éventuels chocs latéraux entre les deux bâtiments.

La superstructure du Bâtiment Électrique est peu élancée et comporte une ossature en charpente métallique, des planchers constitués par des dalles mixtes acier-béton et des cloisons en maçonnerie. Les superstructures des autres bâtiments mitoyens au Bâtiment Réacteur sont des halls métalliques. Les superstructures de ces bâtiments sont caractérisées par une faible masse et des modes de vibration à basse fréquence. Dans l'hypothèse où il y aurait entrechoquement entre ces superstructures et l'enceinte externe du Bâtiment Réacteur, l'énergie de choc mise en jeu serait très faible et les éventuels chocs latéraux entre ces bâtiments et le Bâtiment Réacteur ne sont donc pas susceptibles d'endommager l'enceinte externe du Bâtiment Réacteur.

3.2.4.3 Bâtiment de Traitement de l'Eau Lourde

Lors du dernier réexamen de sûreté, l'analyse du comportement sismique du Bâtiment de Traitement de l'Eau Lourde a été effectuée en considérant le Séisme Forfaitaire (SF). Elle a été menée dans le domaine élastique conformément au guide ASN/GUIDE/2/01 de 2006. Cet ouvrage a fait l'objet d'un modèle tridimensionnel filaire aux éléments finis de type « brochette » et les calculs sismiques ont été réalisés en utilisant ce modèle et en tenant compte de l'interaction sol-structure. Trois hypothèses de rigidité du sol ont été prises en compte lors de l'analyse dynamique. Les sollicitations dans l'ouvrage ont été déterminées en représentant l'action du séisme par des chargements pseudo-statiques. Les justifications ont été effectuées par des calculs menés selon les règles de calcul du béton armé.

Le Bâtiment de Traitement de l'Eau Lourde est un ouvrage élancé. Compte tenu de la nature du sol, les fréquences de ses modes fondamentaux dans les directions horizontales sont basses, comprises entre 1,6 et 2,2 Hz. Compte tenu de la souplesse du Bâtiment de Traitement de l'Eau Lourde et de la largeur du joint entre les Bâtiments Réacteur et de Traitement de l'Eau Lourde, le risque d'interaction entre ces deux bâtiments a été examiné lors du réexamen en réalisant une analyse dynamique non linéaire en poussée progressive pour évaluer le déplacement du niveau supérieur du Bâtiment de Traitement de l'Eau Lourde.

L'analyse linéaire a mis en évidence que la stabilité d'ensemble et la résistance du Bâtiment de Traitement de l'Eau Lourde sont assurées dans le domaine élastique. L'analyse non linéaire a montré le risque d'interaction entre les Bâtiments Réacteur et de Traitement de l'Eau Lourde, mais a conclu que cette interaction éventuelle n'avait pas d'influence sur la stabilité de l'enceinte du Bâtiment Réacteur.

Le niveau de séisme au-delà duquel une instabilité des structures du Bâtiment de Traitement de l'Eau Lourde pourrait se produire est évalué à 1,6 fois le niveau du SF. Au-delà de ce niveau de séisme, les structures du Bâtiment de Traitement de l'Eau Lourde pourraient subir des dommages significatifs, susceptibles de conduire à la chute d'éléments structuraux sur les terrasses des ouvrages mitoyens situés au nord, au sud et à l'est du Bâtiment de Traitement de l'Eau Lourde. Cette instabilité n'est par contre pas de nature à endommager la jupe de l'enceinte externe du Bâtiment Réacteur compte tenu des faibles énergies qui seraient mises en jeu lors d'éventuels chocs latéraux entre les deux bâtiments.

3.2.4.4 Bâtiment de Ventilation

Le Bâtiment Ventilation comporte en superstructure deux halls métalliques de faibles masses, et le sas camion de faibles dimensions en béton armé. Les masses des structures situées au-dessus du niveau

0,00 m sont nettement plus faibles que celles des deux blocs d'infrastructure.

L'infrastructure comporte deux sous-sols et les systèmes de contreventement des deux blocs, bien qu'irréguliers en plan, sont en mesure d'assurer leur stabilité pour un niveau de séisme supérieur à celui considéré sur le site de Saclay.

Les deux halls métalliques, dont les structures ont été conçues et dimensionnées pour résister aux effets de la neige et du vent, sont bien contreventés.

La conception régulière d'origine du sas camion confère à sa structure un certain niveau de robustesse vis-à-vis d'un séisme tel que celui considéré sur le site de Saclay.

Les niveaux de séisme au-delà desquels une instabilité des structures principales du Bâtiment Ventilation pourraient se produire sont évalués à 1,5 fois le niveau du SF pour les blocs BVO et BVE d'infrastructure, et à 1,3 fois le niveau du SF pour le sas camion et les halls métalliques de ventilation et de montage.

Le niveau de séisme au-delà duquel une instabilité des cloisons intérieures en maçonnerie situées au-dessus du niveau 0,00 m dans le Hall Ventilation pourrait se produire est évalué à 1,3 fois le niveau du SF. Au-delà de ce niveau de séisme, ces cloisons pourraient subir des dommages significatifs, susceptibles de conduire à la chute d'éléments des panneaux en maçonnerie. Ces chutes ne sont toutefois pas de nature à endommager significativement la dalle du niveau 0,00 m de l'infrastructure, les structures métalliques des deux halls et l'enceinte externe du BR.

Les niveaux de séisme au-delà desquels une instabilité des structures du Bâtiment Ventilation pourrait se produire sont évalués à :

- blocs d'infrastructure : **1,5** fois le niveau du SF,
- ouvrages en superstructure : **1,3** fois le niveau du SF.

3.2.4.5 Cheminée du Réacteur

La seule irrégularité structurelle de la cheminée se situe à sa base où le voile extérieur comporte une ouverture latérale au droit du carneau et quelques traversées sont présentes dans le fût. La cheminée peut donc dans l'ensemble être considérée comme régulière à la fois en plan et en élévation.

La cheminée est correctement armée, avec des nappes d'armatures horizontales et verticales continues sur chacune des deux faces des parois. Les armatures sont de section variable et régulièrement réparties sur la hauteur de la cheminée. Les longueurs de recouvrement des armatures sont de cinquante diamètres. Des renforts de ferrailage ont été prévus à la base du fût dans les zones de béton situées entre les traversées.

La fréquence du mode principal de la cheminée est relativement basse, de l'ordre de 0,5 Hz. Les fréquences des modes supérieurs sont plus élevées, de l'ordre de 3 et 20 Hz.

Le comportement sismique de la cheminée peut être considéré comme satisfaisant, c'est-à-dire que son intégrité est assurée, pour un niveau de séisme supérieur à celui du SF. Au vu de sa géométrie et de son ferrailage, le niveau de séisme au-delà duquel une instabilité de la structure de la cheminée pourrait se produire est évalué à **1,3** fois le niveau du SF.

3.2.4.5 Synthèse des marges des structures de génie civil

Les conclusions relatives au bâtiment réacteur sont résumées dans le tableau suivant :

Ouvrages	Sous structures	Robustesse globale
Bâtiment Réacteur	Enceinte externe	2,0
	Structures internes entre niveaux -6,00 et +10,00 m	2,3
	Structure du monte-charge au-dessus de +10,00 m	1,5
Bâtiment de Traitement de l'Eau Lourde	-	1,6
Bâtiment Ventilation	Blocs d'infrastructure	1,5
	Superstructures	1,3
Cheminée du Réacteur	-	1,3

Ces marges sont jugées satisfaisantes et aucune disposition complémentaire de renforcement n'est donc

envisagée.

3.2.5. Équipements

Les équipements essentiels ou susceptibles de constituer des agresseurs potentiels d'équipements essentiels ont fait l'objet d'une évaluation de marges sismiques. L'analyse a consisté en une évaluation du niveau de séisme au-delà duquel l'exigence de performance de l'équipement n'est pas assurée.

3.2.5.1 Équipements essentiels

Arrêt automatique du réacteur

Dans le cadre du deuxième réexamen de sûreté, la chute des barres a été démontrée par le calcul pour un niveau de séisme correspondant à celui du SF. L'analyse de ces calculs met en évidence des marges significatives et permet de conclure à la capacité de chute des barres pour un niveau de séisme de l'ordre de **2** fois celui du SF.

Clapets de convection naturelle

Lors du deuxième réexamen de sûreté, l'opérabilité des clapets a été démontrée en considérant des hypothèses conservatives. Dans le cadre de la présente évaluation, une analyse plus représentative du comportement des clapets et de leurs contrepoids a été effectuée. Cette analyse montre que les clapets présentent une très grande robustesse en termes de capacité à s'ouvrir, même après avoir été sollicités par un séisme de niveau supérieur à **4** fois celui du SF.

Bloc pile

Les études réalisées lors du deuxième réexamen de sûreté ont montré le bon comportement du bloc pile en situation sismique pour un niveau de séisme correspondant à celui du SF. L'analyse des résultats de ces études met en évidence des marges de résistance dans tous les éléments et leurs assemblages. L'intégrité du bloc pile est assurée pour un niveau de séisme au moins égal à **1,7** fois celui du SF.

L'analyse de l'étude réalisée lors du deuxième réexamen de sûreté montre que les doigts de gant sont peu sensibles aux effets d'un séisme. Leur étanchéité reste assurée pour un niveau de séisme au moins égal à **3** fois celui du SF.

3.2.5.2 Équipements susceptibles d'agresser des équipements essentiels

La perte de stabilité sous l'effet du séisme de certains équipements, qui pourraient basculer en direction de la piscine ou du canal de transfert, représente un risque d'endommagement du cuvelage ou une atteinte des zones d'entreposage des éléments combustibles irradiés en refroidissement. Les équipements suivants ont fait l'objet d'une analyse particulière.

Équipements en piscine des sources froides

Le condenseur et le réservoir d'hydrogène, ainsi que leurs ancrages, présentent une grande robustesse et leur facteur de marge est supérieur à **5**.

Les lignes cryogéniques comportent des tronçons en acier inoxydable et d'autres en alliage d'aluminium. L'analyse de la note de calculs de ces lignes met en évidence des facteurs plus faibles dans les tronçons en alliage d'aluminium, mais cependant significatifs. L'intégrité et l'étanchéité de ces lignes restent assurées pour un niveau de séisme au moins égal à **3** fois celui du SF.

Plongeoir

La structure du plongeoir est correctement conçue et présente des marges significatives en situation sismique. Sa capacité de résistance est limitée par celle de ses ancrages dans le génie civil.

La stabilité du plongeoir reste assurée pour un niveau de séisme supérieur à **1,6** fois celui du SF.

Nacelle de manutention

La structure des portiques est de conception robuste. La capacité de résistance de ces portiques est limitée par celle des liaisons entre les poteaux et les traverses.

La nacelle suspendue aux traverses des portiques est de faible masse et sa structure présente des marges de dimensionnement significatives en fonctionnement normal.

La stabilité de la nacelle de manutention et des portiques la supportant reste assurée pour un niveau de

séisme supérieur à **1,5** fois celui du SF.

Réservoirs d'eau déminéralisée ED 01 BA et EZ 01 BA

Ces réservoirs sont de conception robuste et correctement ancrés dans le génie civil. La stabilité des réservoirs ED 01 BA et EZ 01 BA reste assurée pour des niveaux de séisme évalués respectivement à **3** fois et **1,8** fois celui du SF.

Réservoirs d'hélium EL 06 BA

La masse de ce réservoir est très faible et il est donc peu sollicité en situation sismique. Sa stabilité reste assurée pour un niveau de séisme au moins égal à **6** fois celui du SF.

Réservoirs d'appoint et de secours en hélium

Ces deux réservoirs sont élancés et leur facteur de marge résulte de la capacité de résistance de leurs ancrages. Leur stabilité reste assurée pour un niveau de séisme au moins égal à **1,2** fois celui du SF.

Pont polaire du Bâtiment réacteur

Le retour d'expérience post-sismique sur les équipements de manutention industriels situés dans des régions ayant subi des séismes majeurs n'a pas montré de chute complète de l'équipement.

Le pont circule sur une voie de roulement continue constituée par un corbeau filant en béton armé solidaire de l'enceinte externe. La largeur du corbeau filant, l'espace libre entre les sommiers du pont et le nu du voile de l'enceinte, et les dimensions du pont font que ce dernier ne peut pas chuter en cas de défaillance localisée d'un de ses appuis.

Les deux chariots du pont sont équipés de dispositifs anti-déraillement et anti-envol robustes.

La stabilité du pont polaire reste assurée pour un niveau de séisme évalué à au moins égal à **1,6** fois celui du SF.

3.2.5.3 Autres équipements

Entreposage d'éléments combustibles

L'analyse de l'étude réalisée lors du deuxième de sûreté montre que la structure de l'entreposage en piscine et ses ancrages présentent des marges significatives en situation sismique. Même dans l'hypothèse pénalisante de l'absence d'une vis de fixation au niveau de l'ancrage, leur stabilité reste assurée pour un niveau de séisme au moins égal à **2** fois celui du SF.

L'analyse de l'étude réalisée lors du deuxième réexamen de sûreté montre que la capacité de résistance de la structure de l'entreposage en canal est limitée par celle des montants verticaux. Ces montants étant principalement sollicités en flexion, un facteur de marge de 1,5 est pris en compte pour tenir compte de leur ductilité. La stabilité de l'entreposage reste assurée pour un niveau de séisme supérieur à **1,5** fois celui du SF.

La stabilité de l'entreposage à sec reste assurée pour un niveau de séisme supérieur à **1,5** fois celui du SF.

Les paniers d'entreposage de combustible en piscine ou en canal ne doivent pas être agressés par la chute de morceaux de béton de la structure ou d'équipements à proximité. La stabilité des structures internes du bâtiment est assurée pour un séisme au moins égal à **1,5** fois le niveau du SF.

Circuit d'appoint de secours

L'analyse a porté sur les parties du circuit situées dans le Bâtiment Réacteur et en sous-sol du Bâtiment Ventilation.

La tuyauterie du circuit est peu sollicitée en service et présente par conséquent des marges significatives de résistance qui sont disponibles en situation sismique. Ses supports sont correctement conçus. Les distances entre les supports satisfont aux règles de l'art relatives aux espacements des supports de tuyauteries susceptibles d'être soumises à l'action d'un séisme pour le niveau d'accélération envisagé.

L'intégrité du circuit, qui permet de faire des appoints d'eau à la piscine même en absence de toute source électrique, est assurée pour un niveau de séisme supérieur à **2** fois celui du SF.

Les tuyauteries principales de l'installation ont fait l'objet d'une analyse particulière :

- **Tuyauteries ES**

Comme présenté au chapitre 5.2, la perte d'intégrité (fuite ou rupture) d'une tuyauterie ES serait susceptible de conduire à une inondation du sous-sol ES de l'installation.

L'analyse a porté sur l'intégralité du circuit qui chemine dans les Bâtiments Réacteur et Ventilation et, à l'extérieur, entre le Bâtiment Ventilation et les réfrigérants atmosphériques. Les tuyauteries du circuit, dont le diamètre nominal est compris entre 250 et 500 mm, sont également peu sollicitées en service et présentent par conséquent des marges significatives de résistance qui sont disponibles en situation sismique. Leurs supports sont correctement conçus et faiblement espacés.

L'intégrité du circuit est assurée pour un niveau de séisme supérieur à **1,5** fois celui du SF.

- **Tuyauteries circuit primaire ED**

Une perte d'intégrité des tuyauteries ED du circuit cœur à la suite d'un séisme entraînerait une fuite sur un circuit connecté à la piscine. L'intégrité des tuyauteries du circuit cœur est assurée pour un niveau de séisme égal à **1,3** fois celui du SF. Les conséquences d'une fuite sur le circuit ED sur le risque d'effet falaise sont évaluées chapitre 6.5 consacré à l'étude des pertes de refroidissement.

Réseau de ventilation de sauvegarde

L'évaluation des marges a porté sur les vannes, les ventilateurs d'extraction, les lignes et les gaines. Ces équipements sont robustes. Leurs supports le sont également et sont de plus correctement ancrés dans le génie civil. L'opérabilité du réseau est assurée pour un niveau de séisme supérieur à **2** fois celui du SF.

3.2.5.4. Synthèse des marges sur les équipements

	Equipements	Robustesse
Equipements essentiels	Arrêt automatique du réacteur	2,0
	Clapets de convection naturelle	4,0
	Parois de la piscine et du canal	2,3
	Bloc pile	1,7
Equipements susceptibles d'agresser les équipements essentiels	Sources froides en piscine	4,0
	Plongeoir	1,6
	Nacelle de manutention	1,5
	Réservoir ED 01 BA	3,0
	Réservoir EZ 01 BA	1,8
	Réservoir EL 06 BA	6,0
	Réservoirs appoint/secours en hélium	1,2
Autres équipements	Pont polaire	1,6
	Entreposage d'éléments en piscine	2,0
	Entreposage d'éléments en canal	1,5
	Entreposage à sec	1,5
	Circuit d'appoint d'eau de secours	2,0
	Circuit d'eau secondaire	1,5
	Tuyauteries circuit primaire ED	1,3
Réseau de ventilation de sauvegarde	2,0	

Ces marges sont jugées suffisantes et aucune disposition complémentaire n'est donc envisagée.

3.3. Points faibles de l'installation et de l'organisation pouvant conduire à un risque d'effet falaise

Risque de perte des moyens de surveillance de l'installation à la suite d'un séisme

En l'absence de démonstration sur la stabilité du bâtiment électrique et du poste de repli à un niveau équivalent à celui des bâtiments cités au paragraphe 3.2.4, l'évaluation complémentaire de sûreté conduit à envisager de renforcer la robustesse de l'installation par la mise en place d'une instrumentation minimale permettant la surveillance de l'installation en situation d'indisponibilité totale des moyens de surveillance actuels (moyens normaux et du poste de repli) à la suite d'un séisme. La réalimentation de cette instrumentation pourrait être effectuée à partir du bâtiment ventilation (hall ventilation ou hall de montage), dont la stabilité est assurée pour un séisme au moins égal à 1,3 fois le séisme forfaitaire applicable au site de Saclay. Les informations fournies par cette instrumentation pourraient également être rassemblées et suivies dans ce bâtiment sur un panneau de diagnostic spécifique ECS (PECS).

Sous réserve de faisabilité, les informations présentes sur ce panneau permettraient de s'assurer de l'état des SSC essentiels nécessaires au maintien en état sûr de l'installation, à savoir :

- La position basse des barres de contrôle,
- L'ouverture des clapets de convection naturelle,
- La mesure du niveau et de la température de l'eau dans la piscine.

Risque de dénoyage des éléments combustibles dû à une fuite à la suite d'un séisme

En ce qui concerne le risque de fuite de la piscine ou du canal, il convient de rappeler que le niveau de séisme au-delà duquel une instabilité des structures et la perte d'étanchéité de la piscine pourrait se produire est évalué à plus de 2 fois le séisme forfaitaire appliqué à Saclay. Une éventuelle remise en cause de l'étanchéité de la piscine par une agression résultant de dommages significatifs ou de l'instabilité de la structure du monte-charge n'est pas attendue pour un niveau de séisme inférieur à 1,5 fois le séisme forfaitaire applicable au site de Saclay. Cette situation est donc écartée.

Par ailleurs, des systèmes de drains/puisards permettent de surveiller une fuite éventuelle de la piscine.

- En cas de fuite sur le cuvelage de la piscine, une chape de béton drainant située sous le bac de désactivation assure le ruissellement de l'eau issue de cette fuite vers un puisard situé dans le couloir de circulation Est via une buse de diamètre 60 mm.
- En cas de fuite sur le cuvelage de la bache de vidange, une chape de béton drainant située sous le local 1102 de la bache de vidange assure le ruissellement de l'eau issue de cette fuite vers un puisard situé en casemate 1103 via une buse de diamètre 60 mm.

Dans le cadre de l'évaluation complémentaire de sûreté, une fuite sur le circuit piscine en casemate 1403 est postulée. Par conception du bloc eau, une fuite sur tuyauterie ED ne peut conduire à une baisse de niveau inférieure à +5,20 m, ce qui conduit à maintenir une hauteur d'eau de plus de 3,20 m au-dessus du cœur. Dans le cas très enveloppe d'une brèche induisant une baisse instantanée du niveau d'eau dans la piscine, l'évaporation de l'eau de la piscine conduirait à un découverture des éléments combustibles du cœur dans un délai de plus de 70 jours (voir la démarche présentée au § 6.5). Ce délai permet la mise en œuvre des moyens d'appoint en eau (cf. § 6.4) pour repousser le risque d'effet falaise associé et de maintenir des conditions d'ambiance compatibles avec des interventions en local, sous contrôle des équipes de radioprotection. La configuration d'une tuyauterie d'appoint local depuis le Hall Ventilation jusqu'au plancher +10 m par installation d'une colonne sèche ou réalisation d'un piquage sur la canalisation d'appoint de secours permettrait de faire un appoint par des moyens mobiles depuis l'extérieur de l'enceinte réacteur.

Dans toutes ces situations, pour limiter les conséquences d'une baisse de niveau et d'un dénoyage des éléments combustible dans la piscine, des moyens mobiles pourraient être mobilisés pour réaliser les appoints d'eau nécessaires et prévenir l'apparition d'un effet falaise.

Risque d'agression d'équipements essentiels par des chutes d'objets consécutives au séisme

Les évaluations des marges sismiques des équipements présentées au § 3.2.5 montrent que les SSC essentiels ne sont pas susceptibles d'être agressés en cas de chute d'objet consécutive au séisme, avec des marges significatives par rapport au séisme forfaitaire.

Risque d'incendie susceptible d'être initié par un séisme

Le séisme pourrait être à l'origine d'un court-circuit sur un des départs d'alimentation électrique du réacteur ou une armoire électrique pouvant initier un début d'incendie. Les locaux dans lesquels ce risque est le plus important sont les locaux du bâtiment électrique, notamment la salle des transformateurs (local 38) au niveau 0 m, et le hall des guides. Un incendie se déclarant dans l'un de ces bâtiments ne pourrait se propager dans le bâtiment réacteur ou le bâtiment ventilation, compte tenu des dispositions existantes.

3.4. Dispositions envisagées pour prévenir ces risques d'effet falaise ou pour renforcer la robustesse de l'installation (modification de la conception, modification des procédures,

dispositions organisationnelles)

Les analyses précédentes ont montré que les principaux équipements et structures essentiels résistent à un séisme d'un niveau minimal supérieur à celui du séisme forfaitaire applicable au centre CEA de Saclay, y compris si on considère le risque de chutes d'objets en cas de séisme.

Les résultats de l'évaluation conduisent à :

- Mettre en place un panneau de diagnostic spécifique ECS (PECS) permettant dans le long terme la surveillance de l'installation en situation d'indisponibilité des moyens de surveillance actuels (moyens normaux et du poste de repli) consécutive à un séisme.
- Mettre en place une ligne de tuyauterie permettant de faire un appoint local par les moyens mobiles depuis le hall Ventilation jusqu'à la piscine au plancher +10 m.

3.5. Niveau de séisme auquel l'installation peut résister sans perdre l'intégrité du confinement

Comme précisé au paragraphe 3.2.4, le niveau maximal de séisme que l'enceinte du réacteur ORPHEE peut supporter sans dommages importants est estimé à environ 2 fois le niveau du séisme forfaitaire applicable au centre CEA de Saclay. Il n'y a donc pas en cas de séisme de risque d'effet falaise lié à la ruine de l'enceinte de confinement couplée avec un dégagement de produits radioactifs.

4. Inondation

4.1. Dimensionnement de l'installation vis-à-vis de l'inondation

4.1.1. Inondation de dimensionnement

Les installations nucléaires ont été conçues en respectant les bonnes pratiques ou l'état de l'art en matière de drainage ou d'évacuation des eaux pluviales.

La grande majorité du réseau pluvial des centres a été construit dans les années 1960-1970 en se basant à l'époque sur les règles de dimensionnement classiques des réseaux VRD de type milieu urbain sur la base d'une occurrence décennale.

4.1.1.1. Inondation de dimensionnement liée à des arrivées d'eaux souterraines

Le centre CEA de Saclay est situé en Ile de France, ensemble géographique constitué de terrains tertiaires occupant le centre du bassin parisien. L'Ile de France est compartimentée en une série de plateaux (d'environ 100 m d'altitude) qui définissent, avec le tracé des vallées, les différentes régions naturelles : la Beauce, la Brie, le Hurepoix, le Gâtinais, le Vexin et les Yvelines.

Le plateau de Saclay est situé au nord du Hurepoix, région de l'Ile de France qui s'étend de Versailles à Etampes et au nord-est de la Beauce. Ses limites naturelles sont marquées par la vallée de la Bièvre au nord et les vallées de l'Yvette et de la Mérançaise au sud. Cette unité morphologique d'une superficie de 5000 ha se trouve à une altitude moyenne de 150 mètres. Elle représente la première zone naturelle (50% de terres agricoles et 20% de milieux naturels) à 10 km au sud de Paris.

Certains plateaux du bassin parisien sont considérés comme des zones temporairement humides à la suite de la présence d'une série de lentilles aquifères perchées d'épaisseur et d'extension variables dans les formations superficielles argileuses ; c'est le cas sur le plateau de Saclay. Ce niveau superficiel très hétérogène se trouve à des profondeurs très variables sur le centre de Saclay, comprises entre 2,5 et 11,5 mètres.

Sous ce niveau, se trouve la nappe sous-jacente des sables de Fontainebleau, présente sous la totalité du plateau de Saclay. Au droit du centre, sa profondeur est d'environ 40 mètres. Sa direction principale d'écoulement est l'axe Nord-Ouest Sud-Est. Sous les sables de Fontainebleau, les niveaux marneux créent un écran imperméable constituant le mur de l'aquifère principal des sables.

Le cas de remontée de la nappe des sables de Fontainebleau située à plus de 30 mètres de profondeur susceptible de provoquer une inondation du site est exclu.

Le site de Saclay n'est bordé par aucun cours d'eau et l'inondation du site ne peut provenir

principalement qu'à la suite de très fortes précipitations générant d'importants débits d'eau à évacuer, ou des ruptures d'ouvrages sur le site.

4.1.1.2. Inondation de dimensionnement liée à des arrivées d'eau pluviales

Dans l'enceinte du Centre CEA de Saclay, il existe trois réseaux hydrauliques principaux :

- le réseau d'eau potable qui alimente les sanitaires du Centre CEA de Saclay ainsi que 50% des besoins des laboratoires. La majeure partie de cette eau, devenue effluents sanitaires et effluents industriels, est ensuite rejetée après traitement dans le plan d'eau de Villiers. Cette eau potable est aussi utilisée pour le refroidissement du réacteur Orphée, et est rejetée en partie après utilisation dans le réseau des effluents industriels.
- le réseau d'eau recyclée. Cette eau est pompée dans l'étang après traitement, elle approvisionne les laboratoires et les installations de refroidissement du centre. Après utilisation cette eau rejoint le réseau des effluents industriels. Après traitement, elle est rejetée dans le plan d'eau de Villiers.
- le réseau des eaux pluviales dirigé vers le ru de Corbeville, le plan d'eau de Villiers et l'aqueduc des Mineurs.

Les entrées d'eau sur le centre CEA de Saclay sont l'eau potable, le ru de Corbeville et les eaux pluviales. Les évacuations d'eau se font en aval du plan d'eau de Villiers et par l'ovoïde nord dans l'aqueduc des Mineurs.

Situé dans l'enceinte du Centre CEA de Saclay, le plan d'eau de Villiers est utilisé comme réserve d'eau brute pour les besoins industriels du centre. C'est aussi l'exutoire pour les eaux usées qui ont été préalablement traitées dans la station d'épuration du Centre CEA de Saclay. Le plan d'eau est situé dans la partie ouest du centre. Sa capacité maximale est d'environ 25 000 m³, sa profondeur moyenne est d'environ 1,4 mètre.

Par ailleurs, un bassin d'écrêtement des crues, dit le bassin aux biches, a été mis en service à la fin 2006 afin de porter à 14 900 m³ la capacité globale de stockage en amont de l'aqueduc des Mineurs.

La pluviométrie mesurée à la station de Villacoublay, située sur le plateau de Vélizy-Villacoublay est représentative de celle du centre de Saclay. La pluviométrie dans ce secteur a une valeur annuelle comprise entre 550 et 750 mm de hauteur d'eau, valeur faible par rapport au reste de la France (maximum Biarritz, 1482 mm, et minimum à Marseille Marignane 544 mm sur la période 1961-1990).

La valeur moyenne 1958-2005 à Saclay est de 679 mm/an.

Une fraction importante des précipitations s'évapore au sol ou est reprise par la végétation. Cette évapotranspiration est évaluée dans la région parisienne à 450 mm. Par différence avec la hauteur totale des précipitations, on obtient la pluviométrie efficace soit en moyenne 150 mm/an.

Les systèmes d'évacuation des eaux pluviales et l'implantation de réseaux de drainage périphériques, ont été conçus dans les années 60, sur la base d'évènements "décennaux". Les études effectuées pour le cas de pluies moins fréquentes (pluie centennale correspondant à la valeur médiane de l'intervalle de confiance à 70 %) réalisées en 2010 lors du deuxième réexamen de sûreté ont permis d'établir que, pour l'environnement de l'INB 101, le réseau absorbe globalement les quantités d'eau mises en jeu, à l'exception de débordements des collecteurs Ø 300 mm au nord-est des bâtiments de l'INB 101 (regards 2109 et 2111). Ce débordement est limité à environ 10 m³. Ce volume n'atteindrait pas l'installation, l'INB étant située en hauteur par rapport à la route amenant ces eaux vers le château d'eau et par suite le ru de Corbeville.

A cet égard, le REX de l'installation concernant l'épisode pluvieux du 29 avril 2007 (90 mm en 6 heures) conforte le bon comportement du réseau ; lors de cet épisode le ru de Corbeville est effectivement sorti de son lit et a inondé le CD 306, mais sans débordement d'aucun regard situé à proximité d'Orphée.

Au titre de l'évaluation complémentaire de sûreté, il a été examiné les conséquences d'une situation d'inondation due à :

- l'engorgement du réseau pluies pour des pluies plus importantes (au moins pour des pluies centennales correspondant à la borne supérieure d'intervalle de confiance de 95%) (cf. § 4.2.1),
- la rupture du château d'eau ou de toute autre capacité ou bêche susceptible de produire sur le site des volumes d'eau importants (cf. § 5.2.1.1),
- la rupture éventuelle de tuyauterie interne à l'installation à la suite d'un séisme (cf. § 5.2.1.2).

4.1.2. Dispositions de protection du dimensionnement

4.1.2.1. Structures, systèmes et composants essentiels

Dans le cas d'une inondation, quelle qu'en soit l'origine, les conséquences les plus pénalisantes pour l'installation pourraient être :

- la perte totale de l'alimentation électrique,
- la perte du réseau d'eau ES (refroidissement du circuit primaire),
- la perte de la ventilation de sauvegarde.

Dans cette situation, les fonctions importantes pour la sûreté : maîtrise de la réactivité, refroidissement du cœur, confinement de la matière nucléaire et limitation de l'exposition aux rayonnements ionisants sont assurées.

La maîtrise de la réactivité est garantie par la chute des barres automatique par suite du dépassement d'un ou plusieurs seuils (exemple : seuil température entrée cœur à la suite de la perte du circuit ES, signal de manque de tension externe ou seuil delta P hall pile en cas de perte de la ventilation normale résultant de la perte d'alimentation électrique).

Le refroidissement du cœur resterait assuré, soit en circulation forcée de l'eau dans le circuit primaire (cas du maintien en fonctionnement des pompes primaires sur moteur principal ou poney moteur) soit par convection naturelle (après l'ouverture passive des clapets de convection naturelle).

Le confinement de la matière nucléaire reste assuré par les barrières du confinement statique à savoir la gaine des éléments combustibles, le circuit primaire et l'enceinte.

Vis-à-vis de la limitation de l'exposition aux rayonnements ionisants, la perte de l'alimentation électrique entraîne l'arrêt de la pompe liée à la couche chaude. L'épaisseur d'eau de la piscine continue à assurer une protection biologique en partie supérieure de la piscine vis-à-vis du réacteur. L'arrêt de la circulation de la couche chaude pourrait engendrer une augmentation du débit de dose temporaire au niveau de la piscine. Ces augmentations attendues sont compatibles avec une intervention humaine en local sous contrôle des équipes de radioprotection.

En conclusion, dans le cas d'une inondation, il n'y a donc pas de risque d'atteinte des structures, systèmes et composants essentiels, ni a fortiori de risque d'effet falaise.

4.1.2.2. Principales dispositions de protection

Le risque d'une inondation externe a fait l'objet d'une évaluation lors du deuxième réexamen de sûreté de l'installation.

Cas d'une entrée d'eau souterraine

Bâtiment Réacteur

Pour se prémunir d'une infiltration d'eau importante dans le bâtiment réacteur Orphée, les dispositions suivantes ont été mises en place à l'origine :

- Mise en place d'un complexe d'étanchéité multicouches au-dessus du béton de propreté et du pré-radier. Les bords de ce complexe se retournent sur les parties verticales. Il est composé de plusieurs couches bitumineuses et de plusieurs couches d'enduit.
- Mise en place d'une couche de béton drainant au-dessus du complexe d'étanchéité, dont la forme permet de concentrer l'eau en cas de défaillance du complexe d'étanchéité dans des puisards situés dans les locaux 1106 et 1113. Le fond des puisards, en point bas du radier, est une dalle de béton armé, situé à la cote -8,93 m. La partie haute des puisards est relevé de 30 cm par rapport au niveau du sol, situé à la cote -5,5 m.
- Les passages des tuyauteries vers l'intérieur de l'enceinte sont noyés dans le béton, au niveau du caisson de reprise des fuites. Ce dernier permet de reprendre les fuites d'air de ces passages et par incidence toute eau qui s'infiltrerait au niveau de ces passages,
- Les portes donnant accès à l'intérieur du bâtiment réacteur sont étanches, qu'elles donnent au

niveau -5,5 m (accès caisson de reprise des fuites) ou au niveau +0,0 m (sas camion et sas personnel).

Bâtiment Ventilation

Concernant le bâtiment ventilation, les infrastructures reposent sur un radier en béton armé. Il n'y a pas de revêtement d'étanchéité comme sous le bâtiment réacteur. En revanche, le sous-sol du bâtiment ventilation qui est à la cote -4,25 m, comprend 2 puisards, équipés chacun d'une pompe de relevage permettant de renvoyer l'eau vers le circuit des eaux pluviales, avec report d'alerte inondation en salle de conduite et à la FLS.

Bâtiment Electrique

Concernant le bâtiment électrique, les infrastructures reposent sur un radier en béton armé. Il n'y a pas de revêtement d'étanchéité comme sous le bâtiment réacteur. Le sous-sol du bâtiment électrique est à la cote -3,5 m, et communique avec le sous-sol ventilation au moyen d'une rampe et d'un escalier.

Hall des Guides

Concernant le bâtiment du hall des guides, les zones des locaux nord et sud sont fondées sur des puits de fondation en gros béton servant d'appui à des longrines dégageant un vide sanitaire sous la dalle de béton armé dont le niveau fini est à +0,0 m. Il n'y a pas de revêtement d'étanchéité comme sous le bâtiment réacteur. Un puisard, permettant de récupérer les éventuelles eaux d'infiltration est situé dans le local baudruche Hélium. Il est équipé d'une pompe permettant de renvoyer l'eau récupérée vers le circuit des eaux pluviales. Ce puisard se situe à la cote - 5,65 m. Il constitue le point le plus bas non seulement du bâtiment hall des guides mais également des bâtiments électriques et ventilation.

Bâtiment Eau Lourde

Concernant le bâtiment de traitement d'eau lourde, le radier est fondé sur le même remblai que le bâtiment réacteur. Les murs sont désolidarisés des autres bâtiments par des joints Water-Stop et la face extérieure de leurs parties enterrées est revêtue de couches de revêtement type FLINKOTE. La face intérieure est traitée avec un revêtement hydrofuge depuis le niveau -5,5 m jusqu'au niveau - 3,5 m. De plus le sol des différents niveaux sont recouverts dans leur plus grande partie par des gattes en acier inoxydable amenant à un puisard en acier inoxydable noyé dans le béton au niveau - 5,5 m.

Cas des entrées d'eau par les pluies

L'évaluation du risque d'inondation externe lors du deuxième réexamen de sûreté a notamment pris en compte le dimensionnement des différents réseaux d'évacuation des eaux pluviales (réseaux internes installations, réseaux structurants extérieurs à l'installation).

Bâtiment Réacteur

Le bâtiment réacteur n'a aucune ouverture vers l'extérieur.

Bâtiment Ventilation

Concernant le bâtiment ventilation, les portes donnant sur l'extérieur concernent le hall de montage, l'extension du hall de montage, la sous-station de chauffage, le hall ventilation. La pente du terrain au voisinage de ces portes est orientée de l'installation vers l'extérieur. Les portes donnant sur le hall de montage et le hall ventilation sont protégées par des avaloirs dirigeant les eaux vers le sous-sol. La porte donnant sur l'extension du hall de montage est protégée par un caniveau ouvert sur le réseau des eaux pluviales.

Bâtiment Electrique

Concernant le bâtiment électrique, les portes donnant sur l'extérieur concernent l'atelier mécanique, le couloir électrique, la salle des transformateurs, le laboratoire électrique et le hall d'accueil. La pente du

terrain au voisinage de ces portes est orientée de l'installation vers l'extérieur. Les portes donnant sur l'atelier mécanique, le couloir électrique et le hall d'accueil sont protégées par des avaloirs dirigeant les eaux vers le sous-sol. La porte donnant sur la salle des transformateurs est protégée par un batardeau fixe.

Hall des Guides

Concernant le bâtiment hall des guides, les entrées d'eau sont constituées par les portes donnant sur le hall neutronographie et la porte donnant sur le laboratoire de cristallogénèse. Les pentes sont également orientées vers l'extérieur. Sur la porte principale, il existe un batardeau à fermeture automatique. Le fonctionnement de ce batardeau est passif.

Bâtiment Eau Lourde

Concernant le bâtiment de traitement d'eau lourde, il existe une seule porte donnant sur l'extérieur. La pente du terrain au voisinage de la porte est orientée de l'installation vers l'extérieur. Elle est placée dans un renforcement au plus proche du bâtiment réacteur.

4.1.2.3. Principales dispositions d'exploitation pour alerter de l'imminence de l'inondation puis pour limiter les conséquences de l'inondation

Les dispositions d'exploitation pour alerter de l'imminence de l'inondation, puis pour limiter les conséquences de l'inondation dépendent de l'origine de l'inondation prise en compte dans le cadre du dimensionnement à savoir : des entrées d'eau souterraine ou une pluie centennale.

Cas « Entrées d'eau souterraine »

Elle peut être détectée par des rondes pour surveillance des 4 puisards, situés dans les locaux 1106 et 1113, le local 030 (sous-sol du bâtiment eau lourde), ainsi que le puisard dans le local Baudruche. Ces puisards correspondent aux points les plus bas de l'installation. Les entrées d'eau souterraines peuvent être également détectées par des rondes pour surveillance des autres puisards notamment ceux présents dans le Hall ventilation.

Cas « Pluie centennale »

L'imminence d'un tel phénomène est signalée par Météo France, puis le Centre.

Compte tenu de l'absence d'impact d'une pluie centennale sur l'installation, aucune consigne d'exploitation n'est écrite. Pour autant, l'exploitant étant averti, une attitude vigilante vis-à-vis de ce phénomène (entrées d'eau possibles) est de rigueur.

Les cas d'inondations liées aux pluies exceptionnelles ou à une rupture d'infrastructures internes ou externes à l'installation sont traités dans les § 4.2 et § 5.2.

Après une inondation, les moyens de détection des rejets (débit, activité) du Centre et de l'INB 101 restent opérationnels.

Les moyens du centre consistent en des pompes immergeables et des moto-pompes permettant de relever l'eau et la canaliser vers des exutoires. Ces moyens peuvent être complétés par ceux que les centres de Bruyères-le-Châtel et de Fontenay-aux-Roses sont susceptibles de mettre à disposition au titre de la convention d'assistance mutuelle et par ceux que le SDIS viendra mettre en œuvre au titre de la convention liant le SDIS et le centre de Saclay.

4.1.3. Conformité de l'installation

4.1.3.1. Organisation générale de l'exploitant pour garantir la conformité

Les dispositions générales prises pour garantir la conformité vis-à-vis du risque d'inondation sont identiques à celles décrites au § 3.1.3.1.

Un examen de conformité de l'installation a été mené lors du deuxième réexamen de sûreté. Les actions décidées lors du réexamen sont en cours de prise en compte.

4.1.3.2. Organisation de l'exploitant pour s'assurer que les équipements mobiles à l'extérieur du site, prévus dans les procédures d'urgence, sont disponibles et

opérationnels

Comme précisé au paragraphe 7.1.4, une convention lie le centre CEA de Saclay et les services de secours départementaux, qui seraient sollicités dans le cas où les moyens de pompage du centre et de l'ensemble des installations s'avèreraient insuffisants.

Les approvisionnements et équipements mobiles, provenant de l'extérieur de l'INB 101 et pris en compte dans les procédures d'urgence de l'INB 101 sont ceux qui sont utilisés par :

- la FLS (moyens incendie et de pompage) et les services techniques (diesels mobiles de secours), dont le maintien en condition opérationnelle est assuré selon les mêmes procédures que celles qui sont appliquées dans les INB,
- les centres CEA de Fontenay-aux-Roses et de Bruyères-le-Châtel, dont les règles d'entretien sont identiques,
- le SDIS, pour les interventions de secours et dont le maintien en condition opérationnel ne peut souffrir de lacune.

4.1.3.3. Maintien de la conformité de l'installation vis-à-vis du risque d'inondation

Surveillance des locaux à risque de venue d'eau

Des rondes quotidiennes réalisées par les équipes de quart permettent de détecter toute entrée d'eau dans les sous-sols. De plus, les différentes alarmes de détection inondation dans les puisards font l'objet de contrôles et essais périodiques.

Pompe de relevage

Le démarrage automatique des pompes de relevage des puisards existants est testé régulièrement.

4.2. Evaluation des marges liées à l'inondation

4.2.1. Indication du niveau d'eau d'inondation auquel l'installation peut résister sans endommagement du combustible

L'étude des risques d'engorgement des réseaux pluviaux de l'INB 101 à la suite d'une inondation d'occurrence centennale a conclu en 2005 à un risque de débordement de faible volume (10 m^3) pour les regards des collecteurs situés à proximité des bâtiments de l'INB 101, en considérant une pluie centennale correspondant au milieu de l'intervalle de confiance à 70 %. Les 2 regards concernés sont situés à une distance supérieure à 30 m de l'installation. Compte tenu de ce faible volume, du sens des pentes du terrain observées et de la distance des regards, les conséquences pour l'installation sont nulles.

Une étude de sensibilité a été menée en considérant 4 durées de périodes intenses : 4 min, 15 min, 30 min, 1 h. La pluie dimensionnante (soit menant aux plus grands volumes de débordement) est la pluie de durée de période intense 30 min. Aucun regard des collecteurs entourant l'installation ne déborde pour les autres durées de période intense.

Afin d'estimer les marges disponibles par rapport à une pluie centennale, les études de 2005 ont été reprises avec le modèle de calcul utilisé en 2005, en considérant une pluie centennale correspondant à la borne supérieure de l'intervalle de confiance à 95 % avec une durée de période intense 30 min.

Les résultats montrent que pour ces pluies, ce sont systématiquement les regards situés au nord (regard 2111), nord-est (regards 2109 et 2105) et est (regard 2106) du bâtiment 541 de l'INB 101 qui sont sujets à engorgement.

Les volumes d'eau issus du débordement de ces regards ont été évalués à 250 m^3 pour des pluies de période intense 30 minutes. Les volumes les plus importants sont relevés pour les regards 2109 (176 m^3), 2105 (36 m^3) et 2111 (29 m^3) formant une légère cuvette entre l'INB 40 et l'INB 101, pour une pluie centennale à la borne supérieure de l'intervalle de confiance à 95 %.

Une étude complémentaire menée lors des ECS relatives à l'INB 40 a montré qu'entre une durée de période intense 6 min, et une période 30 min pour le même intervalle de confiance la pluie dimensionnante restait la pluie de période 30 min.

Il convient de noter que lors de l'épisode pluvieux de 2007, les regards en question n'ont pas débordé.

En supposant la planéité du terrain entre les INB 40 et 101, et que l'ensemble du volume débordé soit stationnaire sur un demi-cercle centré sur le regard le plus bas (regard 2109), le volume de débordement

conduirait à une hauteur d'eau de moins de 30 cm, donc inférieure au niveau du rez de chaussée de l'installation.

En simulant les pertes de charges dans les différents collecteurs, le calcul effectué lors de l'étude de risques d'engorgement des collecteurs donne une hauteur inférieure à 20 cm au niveau du regard 2109 (pluie d'intensité égale à la borne supérieure de l'intervalle de confiance à 95 %). La différence de hauteurs s'explique par l'absence de prise en compte d'éléments de topographie dans le calcul. La variable d'ajustement est donc la superficie de la surface effectivement inondée.

De façon générale, tous les points d'entrée potentiels de l'eau dans le bâtiment 541 sont à une hauteur toujours supérieure à 30 cm par rapport aux voiries où sont positionnés les regards débordants. Une partie de l'extension du hall de montage destinée à l'entreposage de fûts de déchets FA irradiants en attente d'évacuation fait toutefois exception. Le fond de l'entreposage est au même niveau que la route passant à proximité (voirie nord-sud). Le sol du reste de l'extension est au niveau du sol du reste de l'installation soit à 70 cm au-dessus.

De l'eau débordant des collecteurs extérieurs pourraient entrer dans cet entreposage. Les fûts de déchets entreposés étant fermés et étanches, la dispersion de matières en cas de chocs entre fûts est exclue.

En conclusion, il n'y a pas de risque d'agression de l'installation.

Cheminement des eaux ayant débordé

Le terrain autour de l'INB 101 n'est pas parfaitement plan. Le regard 2109 est le regard le plus bas de la zone modélisée. Les eaux qui y débordent resteraient donc localisées à proximité jusqu'à la reprise de l'évacuation par les regards existants.

La figure 9 ci-après illustre le positionnement de l'Installation par rapport aux voiries et à quelques regards donnant sur les réseaux d'eaux pluviales.

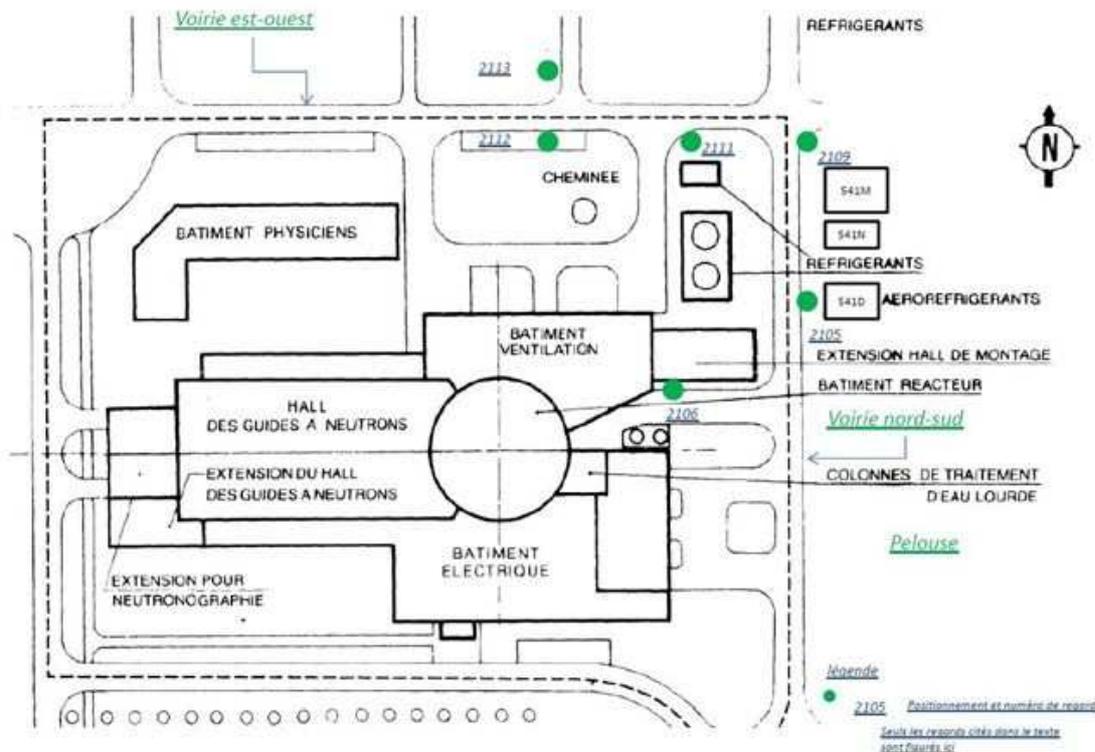


Figure 9 : Positionnement de l'installation par rapport aux voiries.

La cote des regards 2113, 2112 à l'ouest, situés au niveau de la voirie est-ouest à l'ouest du regard 2109, est inférieure de 3 cm à la hauteur de débordement. L'eau ayant débordé du regard 2109 pourrait occuper donc la surface de voirie est-ouest entre le regard 2109 et le regard 2112 sur la section de la voirie soit une surface d'au moins 300 m², ainsi que la voirie allant vers le sud au moins jusqu'au niveau du regard 2106, soit une surface d'au moins 300 m² supplémentaire. Malgré la présence d'un caniveau,

connecté au réseau d'eau pluviale, de l'eau pourrait rentrer dans l'extension du hall de montage (surface d'environ 50 m²). Il est possible que les caniveaux des postes de dépotage soient également atteints par l'eau. Du fait de la présence de pentes importantes à cet endroit afin de récupérer le niveau du sol fini du rez-de-chaussée, il n'est pas considéré que d'autres équipements/construction soient inondés.

Par ailleurs, malgré la présence d'un trottoir de hauteur 10 cm en bordure Est de la voirie nord-sud, il est probable que les constructions 541M, 541N et 541D soient également atteintes par l'eau débordant du regard 2109. Les équipements abrités ne sont pas sensibles à cette inondation. Ces constructions sont disposées sur une pelouse d'une surface plane et très nettement supérieure à 2000 m².

En conclusion, il est probable que :

- les voiries au nord et à l'est du bâtiment 541 soient inondées,
- la zone d'évacuation de déchets du hall de stockage soit inondée jusqu'à une hauteur de 20 cm sans risque de dispersion des matières,
- les constructions 541M, 541N et 541D soient inondées sans conséquence sur la sûreté du réacteur.

La faible hauteur du trottoir permettrait la limitation des hauteurs d'inondation, l'excès d'eau se déversant alors sur les pelouses existantes à l'est de l'installation.

Le débordement des collecteurs du fait d'une pluie centennale n'est pas de nature à induire un risque d'effet falaise pour l'INB 101.

Par ailleurs, le volume maximal d'eau susceptible de déborder (250 m³) est nettement inférieur au volume mis en œuvre dans le cas de la rupture de tuyauteries du circuit secondaire traité au paragraphe 5.2.

Dans le cas d'une inondation d'intensité plus importante, de l'eau pourrait atteindre les portes d'entrée au nord et à l'est du bâtiment 541. La porte donnant sur le couloir électrique de l'installation est protégée par un batardeau fixe. Excepté l'extension du hall de montage, les autres portes sont protégées par des avaloirs renvoyant l'eau dans les sous-sols, plus particulièrement le sous-sol ventilation et le sous-sol ES.

4.2.2. Points faibles et risques d'effet falaise

Dans le cas où, malgré les dispositions topographiques, de l'eau parviendrait aux pieds de l'installation, elle serait renvoyée vers les différents sous-sols par l'intermédiaire des différents avaloirs présents notamment au niveau des portes d'entrée du hall de montage et du hall ventilation. De plus une prise d'air donnant sur l'extérieur, servant à la ventilation du local, est présente en partie haute du sous-sol ventilation.

Une inondation du sous-sol ventilation pourrait conduire à la perte de la ventilation de sauvegarde. Les composants de ce système sont tous placés à une hauteur supérieure à 30 cm du sol et ils ne sont pas sensibles à une inondation jusqu'à un niveau de 60 cm au-dessus du sol. Ce dernier niveau correspond à un volume de rétention de l'ordre de 400 m³. De plus, le sous-sol ventilation est équipé de 2 puisards équipés de détection d'eau raccordée à la FLS et de pompes de relevage à proximité des entrées d'eau potentielles existantes. La mise en œuvre de moyens de pompage extérieurs peut aussi être mise en œuvre pour limiter les conséquences d'une inondation dans le sous-sol ventilation.

Quelle que soit la situation de fonctionnement initiale de l'installation, la perte de la ventilation de sauvegarde seule n'induit pas de risques d'effet falaise sur la sûreté de l'installation.

NB : le sous-sol ES contient les systèmes de production d'eau déminéralisée et de circulation du réseau EZ ainsi que le système de circulation ES qui ne sont pas considérés comme composants essentiels de l'installation. Il contient aussi la machinerie de la porte extérieure du sas camion.

4.2.3. Dispositions envisagées pour prévenir ces risques d'effet falaise ou pour renforcer la robustesse de l'installation

Afin d'augmenter la robustesse des lignes de défense existantes, il est prévu, dans le cadre du réexamen de sûreté, d'installer des dispositifs renforçant l'étanchéité de la porte protégeant le sous-sol ventilation vis-à-vis d'une inondation initiée dans le sous-sol ES.

De plus, il est envisagé de rendre étanche la porte donnant accès à la machinerie de la porte du sas camion.

5. Autres phénomènes naturels extrêmes

5.1. Conditions météorologiques extrêmes liées à l'inondation (tempête, pluies ...)

5.1.1. Evènements et combinaison d'évènements pris en compte

Neige et Vent

Concernant l'ensemble des bâtiments de l'INB 101, les surcharges climatiques prises en compte sont celles définies dans les règles Neige et Vent NV 65, révisées en 1967.

Le flux général des vents au-dessus de la région présente une composante principale à 220°-240° (vents de Sud-Ouest) très marquée et une composante secondaire de secteur nord-est (20° à 80°).

Cela se retrouve parfaitement sur les roses des vents de Toussus et Vélizy.

Le record de force de vent mesuré sur le site depuis 1968 s'est produit pendant la tempête du 26/12/1999 (198 km/h à 110 m).

La rose des vents pour la période 1989 – 2004 est la suivante :

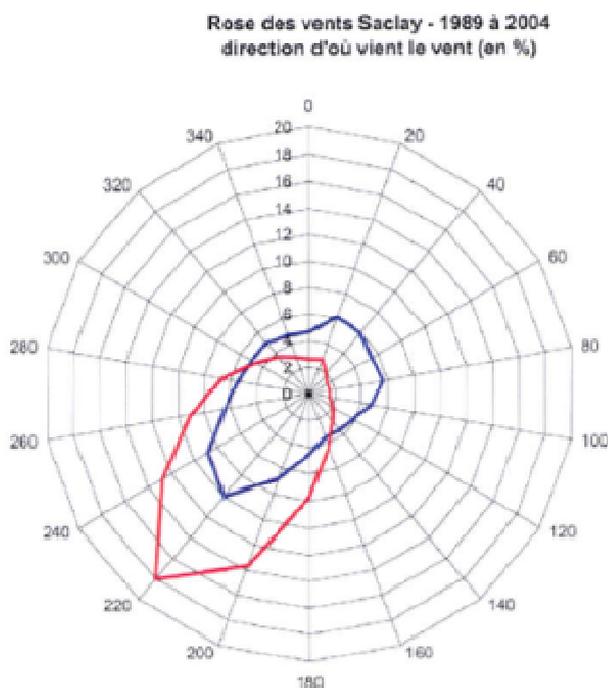


Figure 10 : Rose des vents Saclay : 1989 à 2004

Foudre

Le risque lié à la foudre fait partie des agressions externes prises en compte dans le référentiel actuel. L'analyse de ses conséquences a pris place dans une démarche globale d'Analyse de Risque Foudre (ARF). Afin de se placer dans le référentiel réglementaire le plus contraignant, cette démarche s'est basée notamment sur des textes applicables aux INBS (ex : arrêté du 01/10/2007) et à certaines ICPE (ex : arrêté du 15/01/2008). Pour mémoire, sur les aspects de protection bâtiment, l'installation est protégée par 5 paratonnerres. 3 sont placés au-dessus du bâtiment électrique, un sur la cheminée au nord de l'installation, bâtiment 541C, et un autre placé sur le bâtiment 563 à l'ouest du bâtiment réacteur. Il s'agit de paratonnerres à dispositif d'amorçage, conforme à la réglementation en vigueur. La structure du bâtiment réacteur lui confère une protection assimilable à une cage maillée. La protection des autres bâtiments est également suffisante et efficace dans la mesure où leurs structures leur confère une protection de type cage maillée naturelle (structures, toitures et façades métalliques).

Grêle

La grêle n'a pas été prise en compte dans le référentiel actuel.

5.1.2. Points faibles et risques d'effet falaise

Vent

Les bâtiments susceptibles d'être endommagés par une tempête sont :

- les superstructures métalliques :
Les superstructures des bâtiments hall des guides, électrique, ventilation (y compris hall de montage) sont constituées de charpente métallique. Leurs façades sont traitées en bardage ou en murs rideaux et pourraient être endommagées en cas d'envol d'objets lourds.
Pour les superstructures métalliques, le bâtiment électrique est le bâtiment le plus exposé au vent. Les équipements les plus sensibles au titre de la sûreté qu'il abrite sont les voies de sécurité, et les alimentations électriques sont distants de la façade et ne subiraient pas de dommages en cas de tempête.

Le bâtiment ventilation et le hall de montage sont protégés contre les vents dominants par le reste de l'installation.

- les équipements en extérieur :
Pour les équipements extérieurs, à savoir les aéroréfrigérants ES (eau secondaire) et les aéroréfrigérants EZ (refroidissement échangeur piscine), les conséquences d'une perte de refroidissement sont étudiées au § 6.4.

Le confinement statique du bâtiment réacteur n'est pas affecté pour les vents les plus violents du site de Saclay.

Le vent peut concentrer les feuilles tombées en des endroits où la disposition des bâtiments provoque des tourbillons. Les arbres à proximité ne sont pas susceptibles de créer d'accumulation colmatant les avaloirs de l'installation. Ceux-ci font l'objet d'une maintenance préventive au minimum une fois par an.

Neige

La terrasse au-dessus du bâtiment électrique est considérée comme le point le plus faible de l'installation vis-à-vis d'une accumulation de neige. Une couche d'environ 5 cm de gravillons, initialement présente, retirée de la terrasse, induit des marges supplémentaires par rapport au dimensionnement vis-à-vis de la hauteur de neige admissible.

Lors des épisodes neigeux de l'hiver 2010-2011, aucun désordre n'a été constaté dans l'installation.

Un cumul de neige et de vent pourrait éventuellement induire un manque de tension externe, et/ou une perte de la ventilation normale. Ce cumul n'affecterait pas les groupes électrogènes de l'installation, situés à l'intérieur du bâtiment électrique. La perte de la ventilation normale n'induit pas non plus d'effet falaise sur l'installation.

Foudre

Le risque lié à la foudre peut aller d'une dégradation de certains équipements à une perte totale d'alimentation électrique. Ce point est traité au § 6.2.

La foudre peut également être à l'origine d'un incendie. Cette situation est traitée dans le référentiel actuel.

Grêle

En cas de grêle exceptionnelle, les impacts envisagés sont le bouchage des avaloirs, impliquant un risque d'inondation. Les risques liés au cas d'une inondation liée à une pluie supérieure à une pluie centennale ou à une inondation liée à une rupture d'infrastructures environnantes sont majorant par rapport aux risques liés à une grêle.

De plus, une grêle, contrairement à une pluie centennale, devrait se dérouler sur une durée relativement courte. S'il est envisagé qu'une grêle exceptionnelle puisse effectivement venir obstruer les avaloirs, une fois la chute de grêle arrêtée, cette obstruction peut être enlevée grâce aux moyens de la FLS.

Une grêle associée à des vents violents pourrait être à l'origine d'une dégradation des aéroréfrigérants. Cette dégradation nécessitera l'arrêt manuel du réacteur sur constatation du manque d'efficacité du circuit secondaire.

Il n'y a donc pas de risque d'effet falaise pour ces phénomènes naturels extrêmes.

5.1.3. Dispositions envisagées pour prévenir ces risques d'effet falaise ou pour renforcer la robustesse de l'installation

Vis-à-vis des risques liés à la foudre, et au vu du référentiel réglementaire utilisé, il n'est pas envisagé d'éléments complémentaires par rapport au réexamen de sûreté.

Vis-à-vis des possibilités d'agression des ventilateurs du circuit secondaire, des consignes visant à la diminution de la puissance du réacteur existent et il n'est pas envisagé de dispositions supplémentaires.

Vis-à-vis des charges supplémentaires sur les structures en cas de neige, les rondes effectuées dans l'installation permettraient de vérifier le bon comportement des charpentes.

5.2. Séisme dépassant le niveau de séisme pour lequel l'installation ou certains ouvrages sont dimensionnés et inondation induite dépassant le niveau d'eau pour lequel l'installation est dimensionnée

5.2.1. Identification des situations physiquement possibles

5.2.1.1. Cumul Séisme / Inondation externe due au séisme (défaillances d'un barrage, d'une digue...)

Compte tenu de la situation géographique du centre de Saclay, plateau limité au nord par la vallée de la Bièvre, au sud-ouest par la vallée de la Mérantaise, au sud par la vallée de l'Yvette, un risque d'inondation lié à une dégradation d'un barrage ou d'une digue peut être écarté.

Impact sur la tenue des bâtiments :

Des infrastructures situées à proximité de l'INB 101 peuvent également être à l'origine d'une inondation. C'est le cas des bassins des aéroréfrigérants des réacteurs OSIRIS, ISIS et ORPHEE et du château d'eau du centre CEA de Saclay.

Les volumes d'eau mis en jeu sont de l'ordre de :

- 1000 m³ pour les bassins semi-enterrés des aéroréfrigérants des réacteurs OSIRIS et ISIS (volume d'eau situé au-dessus de la surface du sol),
- 475 m³ pour le bassin des aéroréfrigérants du réacteur ORPHEE,
- 800 m³ pour le château d'eau.

Sur le plan du site ci-après, sont représentées les zones considérées comme pouvant être potentiellement inondées en cas de déversement de la totalité des volumes d'eau concernés.

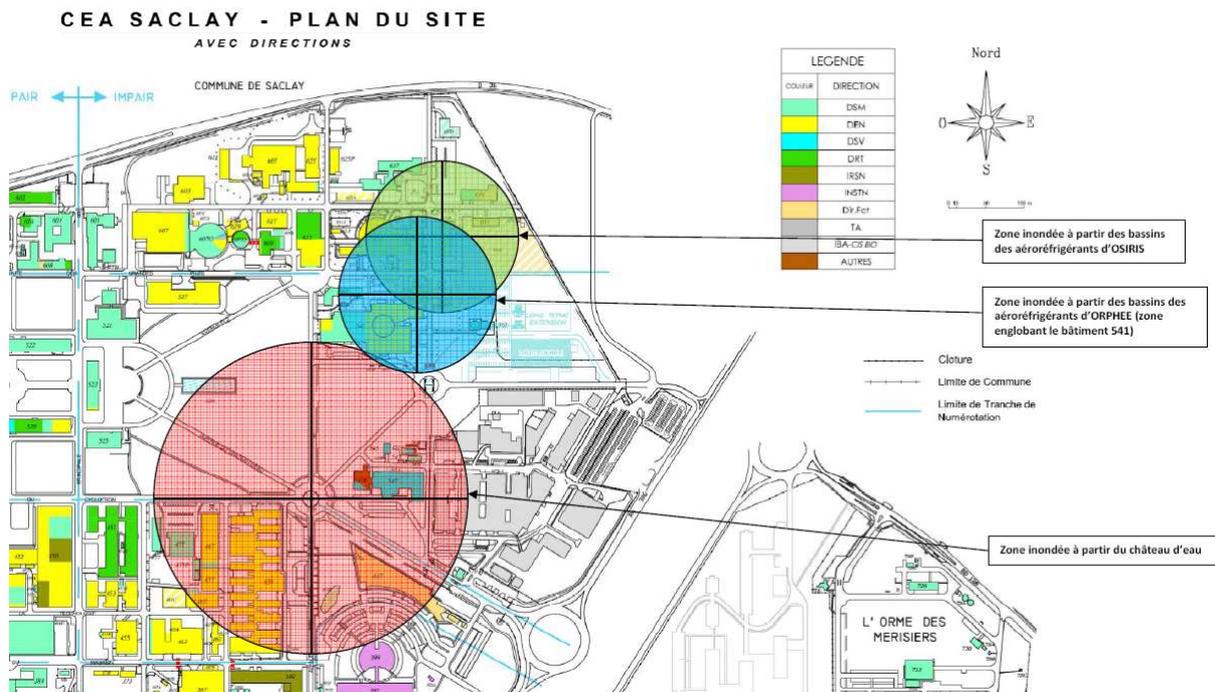


Figure 11 : zones inondées en cas de rupture des bassins des aéroréfrigérants ou du château d'eau

En supposant que la totalité de l'eau est répartie uniformément sur les zones centrées sur les bassins des aéroréfrigérants des réacteurs OSIRIS, ISIS et ORPHEE et du château d'eau du centre de Saclay, les hauteurs d'eau au niveau des bâtiments de l'INB 101 ont été estimés et sont présentées dans le tableau ci-après :

Origine de l'inondation	Volume d'eau	Hauteur minimale	Hauteur maximale
Bassin des aéroréfrigérants d'ORPHEE	475 m ³	≈ 3 cm	≈ 13 cm
Bassin des aéroréfrigérants d'OSIRIS	1000 m ³ (cf. note bas de page) ¹	≈ 3 cm	≈ 13 cm
Château d'eau	800 m ³	≈ 0,6 cm	≈ 2 cm

Ces estimations sont faites en ne tenant pas compte des ouvrages présents dans la zone impactée, ni des réseaux d'évacuation des pluviiales, ni de la pente naturelle du site. Elles ne tiennent pas compte non plus de la dynamique de l'inondation.

Le calcul de la hauteur réelle d'eau arrivant aux portes du réacteur ORPHEE en cas d'une rupture de bassins des aéroréfrigérants ou du château d'eau nécessiterait une modélisation du site fine et coûteuse. Il a donc été décidé d'estimer une plage de hauteur dans laquelle devrait se situer cette hauteur réaliste. La hauteur minimale considère une absence totale d'obstacle autour des bassins des aéroréfrigérants ou du château d'eau et correspond à la hauteur d'eau sur la surface totale de la zone inondée. Pour la hauteur maximale, la totalité de l'eau a été répartie sur le quart du cercle en direction d'ORPHEE. Cette situation est jugée largement enveloppe de la réalité. Pour le bassin des aéroréfrigérants d'ORPHEE, l'hypothèse a été formulée que la zone inondée considérée englobe les bâtiments de l'INB 101.

Compte tenu des hauteurs d'eau mises en jeu, la tenue des bâtiments ne peut être remise en cause pour les différents cas considérés.

¹ Pour le bassin des aéroréfrigérants d'OSIRIS, il convient de tenir compte du fait que le volume d'eau situé au-dessus du niveau de l'entrée des bâtiments d'ORPHEE n'est que d'environ 300 m³.

Aucune inondation de l'installation n'est envisagée du fait d'une dégradation du château d'eau, les pentes naturelles du site étant globalement orientées vers le sud.

Les aéroréfrigérants d'Orphée étant placés à proximité du bâtiment ventilation, ils ont fait l'objet d'un examen spécifique en termes de robustesse vis-à-vis du séisme, qui a montré qu'ils peuvent supporter sans dommages significatifs les sollicitations d'un séisme de niveau égal à 1,3 fois le séisme forfaitaire. Par ailleurs, en cas de dégradation des tuyauteries ES connectées aux aéroréfrigérants en point bas (cas le plus défavorable), les pentes du terrain ramèneraient l'eau vers les voiries au nord et à l'est de l'installation. La présence du carneau permettant la connexion avec l'installation guiderait du fait de la pente une partie du volume vers la voirie à l'est et vers la production d'eau auxiliaire. Une partie pourrait suivre les canalisations vers le sous-sol ES.

En cas d'arrivée d'eau à l'entrée de l'installation, la première zone atteinte serait l'entrée du hall de montage, qui est équipé d'un avaloir qui ramènerait l'eau vers le sous-sol ES. Celui-ci occupe une surface d'environ 400 m² et pourrait contenir la totalité du bassin des aéroréfrigérants sans provoquer d'effet falaise pour l'installation. Par ailleurs, des travaux seront effectués pour éviter que l'inondation se propage vers le sous-sol ventilation dans lequel est installée la ventilation de sauvegarde (cf. § 4.2.3.).

Dans le cas de dégradation des aéroréfrigérants d'Orphée, pour un niveau de séisme supérieur à 1,3 fois le niveau du SF, les volumes mis en jeu pourraient avoir pour conséquences, à l'instar du scénario lié à une pluie centennale, l'inondation de l'entreposage en fûts des déchets FA irradiants de l'extension du hall de montage, sans conséquence pour l'environnement.

Le cas dimensionnant correspond à une rupture simultanée des bassins des aéroréfrigérants d'Osiris et d'Orphée. En prenant en compte la position relative des 2 bassins et la présence d'avaloirs ramenant vers le sous-sol de l'installation, on suppose que la moitié de la contenance du bassin des aéroréfrigérants d'Orphée et le quart du bassin des aéroréfrigérants d'Osiris (pour sa partie située au-dessus du niveau de l'entrée des bâtiments d'Orphée) soit un volume forfaitaire de 310 m³ se retrouvent dans les sous-sols de l'installation. Du fait de la proximité du sous-sol ES par rapport aux aéroréfrigérants et de la présence d'un carneau de jonction entre eux, ce sous-sol se remplirait en premier. Du fait de l'importance des volumes d'eau considérés, il n'est pas exclu qu'une partie de l'eau déversée puisse également atteindre l'entrée du bâtiment ventilation, et elle pourrait alors s'écouler vers le sous-sol de cet bâtiment. Ce local dispose d'un exutoire de 50 m³ constitué par le local « baudruche » situé à - 5,65 m soit 1,4 m plus bas que le sol du sous-sol ventilation. Il a une surface d'environ 560 m² et peut contenir jusqu'à 60 cm d'eau, soit 330 m³, sans entraîner de perte de la ventilation de sauvegarde. Cette capacité paraît largement suffisante en regard du volume d'eau susceptible d'atteindre l'entrée du bâtiment ventilation.

Dans ce cas dimensionnant, les volumes mis en jeu ne sont pas de nature à aggraver le bâtiment électrique du fait des pentes existantes vers la voirie et des dispositions de protection du bâtiment (batardeau, avaloir).

5.2.1.2. Cumul Séisme / Inondation interne due à une rupture de tuyauterie due au séisme

Du fait des différences de résistance des bâtiments au séisme, il est distingué 2 cas.

Rupture de tuyauterie dans l'enceinte, ou dans le bâtiment eau lourde

Les principaux réseaux d'eau présents dans l'enceinte ou dans le bâtiment eau lourde sont les réseaux :

- Eau Déminéralisée (ED) circuit piscine et circuit primaire,
- Eau Secondaire de refroidissement principal (ES) participant à la fonction de refroidissement du circuit primaire et du circuit d'eau lourde,
- Eau Secondaire de refroidissement du circuit piscine (EZ) participant à la fonction de refroidissement du circuit piscine,
- Eau Lourde (EL),
- Eau Auxiliaire (EA) participant aux fonctions de refroidissement de certains auxiliaires.

L'installation a été conçue afin que les circuits ED et EL circulent en casemates étanches à l'intérieur de l'enceinte.

Une fuite se produisant sur ces circuits serait recueillie d'abord dans ces casemates. Les casemates, dont le volume unitaire varie de 31 m³ à 128 m³, sont munies de puisards de collecte permettant une vidange différée de la casemate inondée. En cas de casemate ouverte, l'eau se répandrait vers le niveau -5,5 m où sont situées des pompes de relevage, sans pour autant aggraver de composants essentiels de l'installation. Ceux-ci se situent au minimum à la hauteur de 2 m au-dessus du niveau de sol (vannes de confinement de la ventilation de sauvegarde).

Le circuit EL transite entre l'enceinte et le bâtiment eau lourde. En cas de rupture du circuit dans le bâtiment eau lourde, l'eau serait récupérée dans le sous-sol du bâtiment au niveau -5,5 m, équipé d'un puisard. Compte tenu des marges évaluées en termes de comportement sismique pour le bâtiment réacteur et le bâtiment eau lourde, les sous-sols de ces 2 bâtiments peuvent constituer des rétentions pour d'éventuelles fuites des différents circuits, évitant toute fuite d'eau contaminée vers l'environnement.

Il n'y a donc pas de risque d'effet falaise résultant d'une inondation interne faisant suite à une rupture de tuyauterie dans l'enceinte ou dans le bâtiment eau lourde.

Rupture de tuyauterie à l'extérieur de l'enceinte et du bâtiment eau lourde

Le cas le plus dimensionnant est la rupture de tuyauteries de l'Eau Secondaire circulant dans le sous-sol ES. Cette eau provient des aéroréfrigérants de l'installation. L'étude de l'inondation qui s'en suit reviendrait aux conséquences déjà étudiées dans le paragraphe précédent.

Des réseaux d'eau, notamment eau glacée, circulent dans le bâtiment électrique. La rupture de ces réseaux provoquant leur indisponibilité n'entraînerait aucun effet falaise sur l'installation. L'étendue du sous-sol du bâtiment électrique rendrait négligeables les volumes d'eau supplémentaires se déversant dans le sous-sol ventilation par rapport à ceux mis en jeu lors de la rupture de tuyauteries ES. La rupture de tuyauteries à l'extérieur de l'enceinte et du bâtiment eau lourde n'induit pas d'effet falaise sur l'installation.

Il n'y a donc pas de conséquences sûreté supplémentaires sur l'installation autres que celle étudiées dans le chapitre séisme (cf. § 3).

5.2.2. Points faibles et risques d'effet falaise

Dans le cas d'un séisme d'un niveau supérieur au séisme forfaitaire applicable au centre CEA de Saclay et d'une inondation externe ou interne causée par le séisme, il n'y a pas de conséquences sûreté supplémentaires pour l'installation autres que celles étudiées au chapitre séisme (cf. §3).

En conséquence aucun risque d'effet falaise n'est à craindre.

Par ailleurs, des mesures peuvent être prises pour renforcer la robustesse de l'installation et faciliter les interventions après inondation.

5.2.3. Dispositions envisagées pour prévenir ces risques d'effet falaise ou pour renforcer la robustesse de l'installation

Un séisme de niveau très supérieur au niveau du séisme forfaitaire applicable au centre CEA de Saclay pourrait provoquer des inondations localisées par destruction des bassins des aéroréfrigérants. Malgré l'absence de risque d'effet falaise consécutif à une fuite ou une rupture de tuyauterie, et la possibilité d'un recours aux pompes mobiles du centre afin de vider le sous-sol ES, les dispositions suivantes permettront de renforcer la robustesse de l'installation et/ou faciliter les interventions après inondation :

- Mise en place d'un dispositif d'étanchéité entre sous-sol ES et sous-sol ventilation pour éviter la propagation d'une inondation en sous-sol ES vers le sous-sol ventilation (cette disposition est déjà prévue dans cadre du réexamen de sûreté),
- Mise en place d'un dispositif d'étanchéité de la porte de la machinerie du sas camion.

Ces dispositions s'ajoutent aux dispositions envisagées dans le cadre du séisme (§ 3.4).

6. Perte des alimentations électriques et perte des systèmes de refroidissement

6.1. Dispositions de conception

6.1.1. Distribution électrique haute tension INB 101

L'alimentation en énergie électrique des auxiliaires de l'INB 101 est assurée à partir d'un tableau haute tension 15 kV, qui distribue l'énergie reçue du poste général de SACLAY.

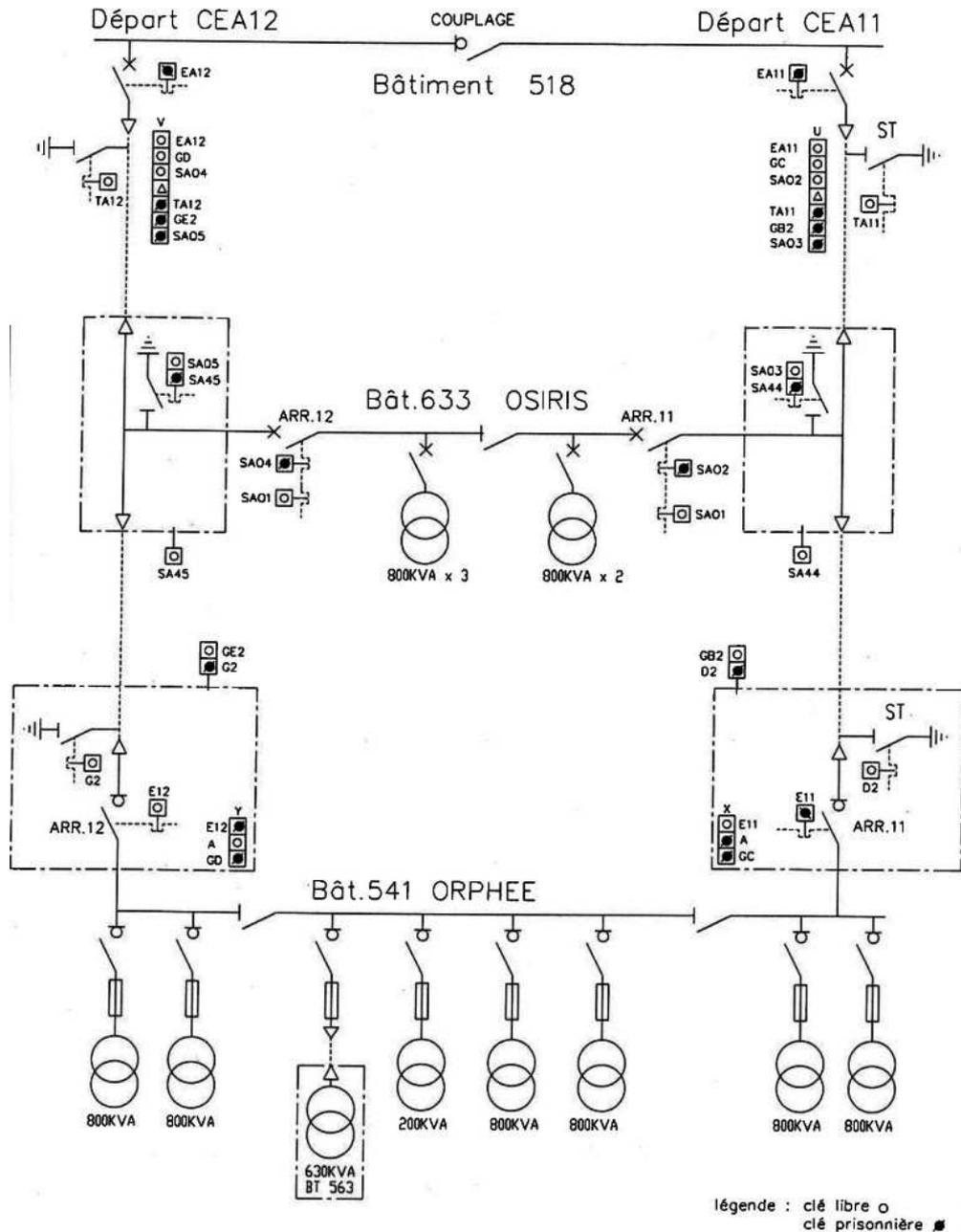


Figure 12 : Schéma arrivée Haute Tension INB 101

Deux jeux de barres 15 kV (l'une ou l'autre en service) distribuent l'énergie sur 3 tronçons HT (HT 001 TB, HT002TB et HT 003 TB). Six transformateurs abaisseurs 15kV/400V (HT 001 TR à HT 006 TR) et un transformateur abaisseur 15kV/220V (HT 007 TR) distribuent ensuite cette énergie sur 7 tableaux basse tension (BT 001 à 007 TB).

Deux tableaux auxiliaires secourus (BT 010 TB et BT 011 TB) sont alimentés chacun, soit par le tableau BT 002 TB (pour BT 010 TB) ou le tableau BT 003 TB (pour BT 011 TB) non secourus en fonctionnement normal, soit par un des deux groupes électrogènes à moteur Diesel en cas de coupure secteur. La

puissance totale installée pour le réacteur ORPHEE est de 5 MVA.

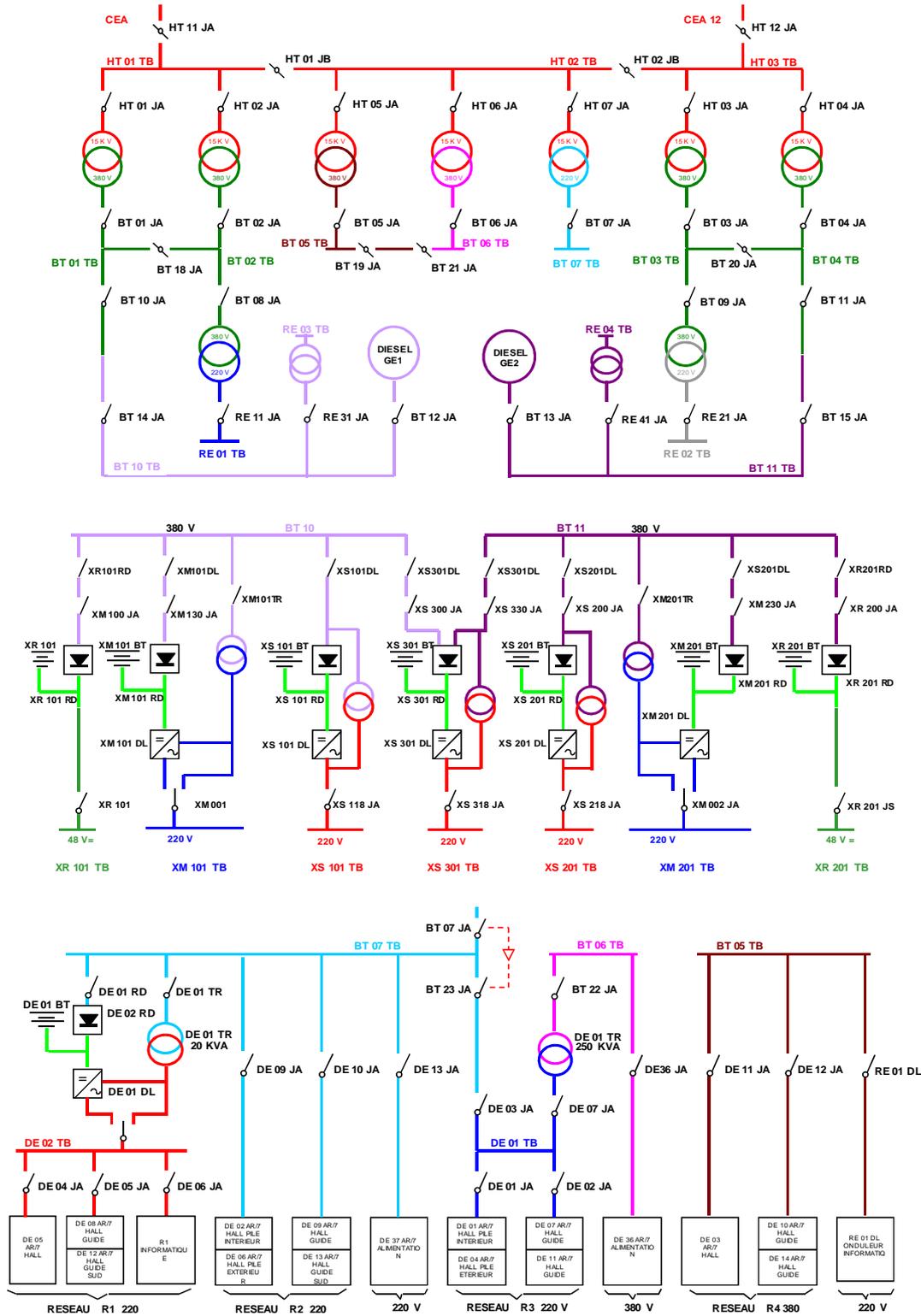


Figure 13 : Schéma distribution électrique générale INB 101

6.1.2. Distribution électrique basse tension INB 101

6.1.2.1. Tableau de distribution 380V (et 220V) triphasé

Le rôle de la distribution électrique BT 380 V et 220 V triphasé est d'assurer l'alimentation électrique :

- des auxiliaires du réacteur (secourus et non secourus),

- des tableaux de distribution locaux et des baies des expérimentateurs.

La réalisation de ces équipements est de qualité courante, de même que leur conception et leur installation. Toutefois, on découpe la distribution en six tranches indépendantes de la HT jusqu'à l'actionneur. Ces six tranches sont deux à deux identiques et permettent d'augmenter considérablement la fiabilité de la distribution électrique des auxiliaires redondants. Les tableaux redondants et leur transformateur d'alimentation sont installés dans la même salle mais à distance importante les uns des autres.

Les tableaux redondants sont :

- tableaux BT 001 TB et BT 004 TB,
- tableaux BT 002 TB et BT 003 TB,
- tableaux BT 005 TB et BT 006 TB,
- le tableau BT 007 TB est seul à distribuer du 220 V triphasé aux expérimentateurs,
- tableaux secours BT 010 TB et BT 011 TB.

Pour la distribution des sources internes (tableaux secours BT 010 TB et BT 011 TB alimentés chacun en secours par un groupe électrogène), il a été réalisé une séparation physique et géographique (locaux différents) des sources (G.E.) et des tableaux de distribution afin d'augmenter d'une manière notable la disponibilité de l'une des deux sources de secours.

Le tableau BT 007 TB qui distribue le 220 V triphasé aux expérimentateurs est identique en tout point aux autres tableaux.

Les tableaux BT 001 TB et BT 002 TB peuvent être couplés au niveau de leur jeu de barres par l'interrupteur BT 018 JA à la condition de ne pas coupler les deux transformateurs ; fermeture interdite de BT 018 JA si les disjoncteurs BT 001 JA et BT 002 JA sont embrochés ou fermés (et vice versa) ; en aucun cas les 3 appareils ne peuvent être fermés simultanément : verrouillage électrique et mécanique par clé.

De même, les tableaux BT 003 TB et BT 004 TB peuvent être couplés en parallèle par BT 020 JA sous les mêmes conditions que ci-dessus, ainsi que les tableaux BT 005 JA et BT 006 JA par BT 019 JA et BT 021 JA.

Pour ce qui concerne les tableaux secours qui possèdent chacun deux alimentations par :

- BT 014 JA et BT 012 JA pour BT 010 TB,
- BT 013 JA et BT 015 JA pour BT 011 TB.

Il y a un verrouillage entre ces deux disjoncteurs interdisant leur fermeture simultanée.

En cas de manque de tension sur un des tableaux BT 001 TB et (ou) BT 004 TB, un groupe électrogène démarre et c'est l'automatisme de contrôle de celui-ci qui commande l'ouverture de BT 014 JA (ou) BT 015 JA, puis la commande de fermeture de BT 012 JA (ou) BT 013 JA, le verrouillage étant indépendant de cet automatisme.

La perte de l'alimentation d'un tableau secouru (BT 010 TB ou BT 011 TB) entraîne automatiquement sa réalimentation par un groupe électrogène.

6.1.2.2. Distribution expérimentateurs

Le rôle de la distribution électrique expérimentateurs est d'alimenter les matériels et équipements de tous les locaux ainsi que ceux des physiciens pour les expériences installées autour du réacteur dans le hall pile et de part et d'autre des guides à neutrons dans le hall des guides.

6.1.2.3. Sources de Contrôle

6.1.2.3.1. Sources de contrôle 220 V - 50 Hz (XM et DE)

Rôle

Les sources 220 V - 50 Hz dénommées "Mesure" (XM 101 TB et XM 201 TB) et la source 220 V - 50 Hz

"expérimentateurs" DE 001 TB sont destinées à fournir une tension 220 V - 50 Hz stabilisée permanente, d'une part aux équipements électroniques de mesure hors sécurité pour le contrôle commande du réacteur et d'autre part, aux équipements électroniques des expérimentateurs.

La source expérimentateurs est unique, et implantée dans la salle des équipements. Tous les constituants sont des matériels approvisionnés sur catalogue, et interconnectés sur place.

Concernant les sources 220 V - 50 Hz, mesure hors sécurité du contrôle commande du réacteur :

Les deux sources XM 101 TB et XM 201 TB (constituées par les interconnexions de différents équipements) sont conçues pour être physiquement et géographiquement indépendantes.

L'ensemble des équipements de chaque source est dans des locaux fermés, séparés par un couloir (tableau BT d'alimentation, chargeur batterie, onduleur, tableau de distribution, transformateur de secours et les câblages correspondants).

L'ensemble est dimensionné pour fournir une puissance de 20 kVA en 220 V - 50 Hz monophasée. La batterie, en tampon sur le chargeur, est dimensionnée pour garantir une autonomie de 1 heure pour une charge sur l'onduleur de 20 kVA.

Les sources 220 V - 50 Hz comprennent :

- Une alimentation de puissance issue du tableau secouru BT 010 TB ou BT 011 TB pour les sources 220 V du réacteur et une alimentation de puissance issue du tableau BT 007 TB pour le 220 V expérimentateurs.
- Un chargeur de batterie permettant simultanément d'alimenter l'onduleur et de charger ou maintenir en situation de floating la batterie tampon.
- Une batterie de 105 éléments (protégée par coupe-circuit).
- Un onduleur alimenté en courant continu par le chargeur lorsque le réseau est présent, ou par batterie lorsque le réseau a disparu. Cet onduleur délivre une tension alternative 220 V à la fréquence de 50 Hz.
- Un commutateur statique 30 kVA - 220 V - 50 Hz
- Un tableau de distribution à alimentation commutable avec verrouillage électrique et mécanique soit sur l'onduleur (situation normale), soit sur le transformateur (situation de secours : cas de l'onduleur hors service, réparation du chargeur ou de la batterie).

Ces sources sont entièrement autonomes. Seules sont retransmises des alertes, des signalisations et des indications en salle de conduite. L'exploitation s'effectue localement depuis les locaux secourus au niveau zéro. Les deux alimentations sont sous tension par fermeture des disjoncteurs sur les tableaux secourus BT 010 TB et BT 011 TB. Sur perte du réseau EDF, les réseaux 220 V sont alimentés pendant 10 à 20 secondes, par les batteries, puis dès le retour de la tension, soit secteur, soit groupes électrogènes, le chargeur reprend son régime de fonctionnement.

Sur chacune des sources mesures hors sécurité, toute défaillance ou surcharge de l'ensemble onduleurs est détectée par un commutateur statique qui permute l'utilisation, sans coupure, sur le réseau (alimentation en provenance de BT 010 TB pour XM 101 TB et de BT 011 TB pour XM 201 TB). La perte de l'onduleur et donc le passage sur le réseau via le commutateur statique sont indiqués en salle de conduite par l'alerte "défaut équipement" de la source en cause.

Évaluation de la sûreté

Les deux sources XM sont situées dans des locaux fermés et ventilés indépendants. Le câblage interne des sources est réalisé en câbles (ou fils) non propagateurs de l'incendie sans halogène correspondant à la catégorie C1 suivant la norme NF C 32-070.

La perte d'une source perturbe néanmoins l'exploitation du réacteur (perte de certaines informations analogiques utiles à la surveillance des circuits, ED 001 MD par exemple et conduit à l'arrêt du réacteur. On perd, en particulier, la moitié de la radioprotection.

Cependant, la perte d'un onduleur ou d'un chargeur entraîne à terme le passage sur le réseau de l'utilisation de la source incriminée (via le commutateur statique ou manuellement).

6.1.2.3.2. Sources de contrôle 48 V (XR)

Rôle

Ces deux sources (XR 101 TB/7 et XR 201 TB/6) alimentent le relaying centralisé (automatismes, contacteurs, signalisations et alertes) du réacteur ORPHEE. La réalisation de ces équipements est de qualité courante. L'implantation des 2 sources 48 V est géographiquement et physiquement séparée.

Chaque source comprend :

- Une alimentation de puissance issue du tableau secouru BT 010 TB ou BT 011 TB,
- Un chargeur de batterie permettant simultanément d'alimenter le tableau de distribution vers l'installation et de charger ou de maintenir en situation de floating la batterie tampon,
- Une batterie de 23 éléments au plomb installée dans le local adjacent à celui du chargeur (la batterie est protégée par des fusibles en coffrets à proximité immédiate),
- Un tableau de distribution contenant tous les départs protégés par disjoncteur magnétothermique.

Les deux sources 48 V relaying, sont entièrement autonomes ; il n'y a pas de télécommande à distance, seulement des indications reportées en salle de conduite et une surveillance associée à des alertes en salle de conduite. Les chargeurs sont alimentés à partir des jeux de barres secourus. Sur perte du réseau EDF, les réseaux 48 V sont alimentés pendant 10 à 20 s par les batteries, puis dès le retour de la tension par les groupes électrogènes, les chargeurs reprennent en régime de floating, s'ils l'étaient précédemment.

Évaluation de la sûreté

Les conséquences de la perte d'une ou plusieurs sources ainsi que la conduite à tenir sont décrites dans des consignes d'exploitation.

6.1.2.3.3. Sources de sécurité 220 V - 50 Hz (XS)

Rôle

Les trois sources 220 V - 50 Hz de sécurité dénommées : XS 101 TB/1, XS 201 TB/2 et XS 301 TB/3, sont destinées à alimenter les systèmes de protection du réacteur ORPHEE (arrêt automatique par chute de barres et confinement).

Chaque source (une par local) est reliée à l'extérieur par :

- Un câble 380 V triphasé d'alimentation, issu d'un des tableaux secourus BT 010 TB ou BT 011 TB (XS 301 TB reçoit 2 alimentations : de BT 010 TB et BT 011 TB). Cette liaison est hors sécurité.
- Un câble 220 V - 50 Hz de sécurité (source) alimentant l'armoire d'instrumentation de sécurité correspondante. Ce câble chemine dans le chemin de câbles de sécurité de la voie correspondante.
- Un (ou plusieurs) câble contrôle hors sécurité, transmettant en salle de conduite les informations des sources (alerte, signalisations d'état).

L'ensemble est dimensionné pour fournir une puissance de 6 kVA en 220 V - 50 Hz monophasé. La batterie, en tampon sur le chargeur, est dimensionnée pour garantir une autonomie d'une heure pour une charge sur onduleur de 1600 VA.

Chaque source 220 V - 50 Hz comprend :

- Une alimentation de puissance issue du tableau BT 010 TB ou BT 011 TB pour les sources XS 101 TB et XS 201 TB ; BT 010 TB et BT 011 TB pour XS 301 TB.
- Un chargeur de batterie permettant simultanément d'alimenter l'onduleur et de charger ou maintenir en situation de floating la batterie tampon.
- Une batterie de 24 éléments de 150 Ah au plomb protégée par coupe-circuit.
- Un onduleur alimenté en courant continu par le chargeur lorsque le réseau est présent, ou par batterie lorsque le réseau a disparu. Cet onduleur délivre une tension alternative 220 V à la fréquence de 50 Hz.
- Un contacteur statique 12 kVA - 220 V - 50 Hz.

- Le tableau de distribution est situé dans l'armoire d'instrumentation de sécurité.

Ces sources sont entièrement autonomes. Seules sont déportées des alertes, les signalisations et des indications en salle de conduite. L'exploitation s'effectue localement depuis les locaux de chaque source.

L'alimentation est sous tension par fermeture du disjoncteur sur le tableau BT 010 TB pour XS 101 TB, BT 011 TB pour XS 201 TB et BT 010 TB ou BT 011 TB pour XS 301 TB.

Évaluation de la sûreté

Les conséquences de la perte d'une ou plusieurs sources ainsi que la conduite à tenir sont décrites dans des consignes d'exploitation.

6.1.2.3.4. Sources du poste de repli

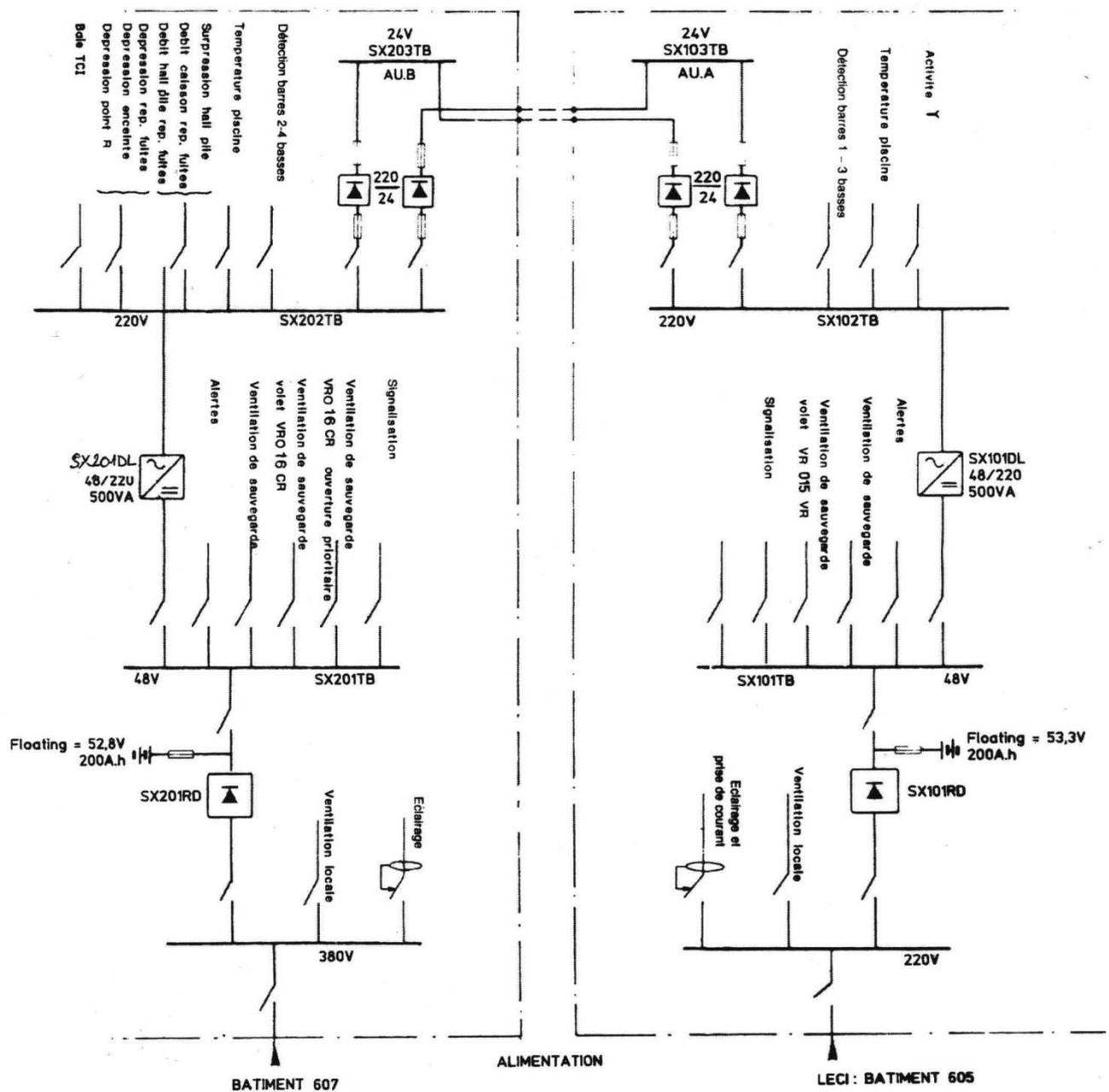


Figure 14 : Sources électriques du poste de repli

Rôle

Les 2 sources du poste de repli sont destinées à alimenter chacune indépendamment :

- En 48 V continu :
 - Les alertes du poste de repli,
 - Les commandes de la ventilation de sauvegarde,
 - Les signalisations du poste de repli.
- En 220 V - 50 Hz mesure :
 - Les mesures d'activité γ (hall pile et cheminée), haute activité en cas d'accident,
 - Les mesures de pression enceinte, de dépression enceinte et du caisson de reprise des fuites,
 - La mesure de débit et reprise par la ventilation de sauvegarde,
 - Les alimentations statiques 220 ~ / 24 V CC pour l'alimentation croisée des jeux de barres 24 V de sécurité du poste de repli (alimentation des commandes d'A.U. manuelles du Poste de Repli).

L'ensemble est dimensionné pour fournir une puissance de 400 VA en 220 V, 720 W en 48 V continu et 20 VA en 24 V de sécurité.

Chaque batterie, en tampon sur chaque chargeur est dimensionnée pour garantir une autonomie de 10 heures pour une charge 720 W.

Chacun de ces deux ensembles comprend :

- Une alimentation de puissance (en 380 V – 50 Hz).
- Un chargeur de batterie 48 V permettant :
 - d'alimenter le jeu de barres 48 V continu,
 - d'alimenter l'onduleur 220 V - 50 Hz,
 - de charger la batterie en tampon.
- Un jeu de barres et un tableau de distribution 48 V continu.
- Une batterie étanche protégée par fusibles.
- Un onduleur alimenté en 48 V continu et délivrant du 220 V - 50 Hz.
- Un jeu de barres et un tableau de distribution 220 V - 50 Hz.
- Un ensemble de deux transformateurs-redresseurs pour l'alimentation croisée des jeux de barres 24 V continu de sécurité du poste de repli.
- Un jeu de barres 24 V de sécurité.

Ces sources sont entièrement autonomes. Seules sont reportées des alertes, des signalisations et des indications en salle de conduite. L'exploitation s'effectue localement depuis le poste de repli.

Les deux alimentations sont sous tension par fermeture des disjoncteurs sur les tableaux de distribution 380 V.

Évaluation de la sûreté

La perte d'un 24 V de sécurité entraîne l'arrêt automatique du réacteur. Ceci ne peut se produire que si on perd simultanément soit les 2 sources 220 V du poste de repli (issues des onduleurs SX 101 DL et SX 201 DL), soit la source d'une voie (issue de l'onduleur SX 101 DL ou SX 201 DL) et le transfo-redresseur de l'autre voie (SX 101 RD ou SX 201 RD). Il s'agit dans ce cas de 2 pannes simultanées.

La perte d'une source est signalée en salle de conduite.

La perte du 220 V - 50 Hz (mesure) d'une voie entraîne la perte de la mesure d'activité γ et des mesures ventilation accident liées à cet onduleur.

Pour l'exploitation normale, cette anomalie n'a pas de contrainte et elle est signalée en salle de conduite. En période accidentelle, elle limite les moyens de surveillance si la salle de conduite n'est pas accessible.

La perte du réseau 48 V (contrôle) sur une source (voie) entraîne :

- la perte de l'onduleur associé (voir ci-dessus),
- la perte des commandes et signalisations associées à une voie de ventilation de sauvegarde : démarrage du ventilateur de la voie.

Cette fonction peut être assurée :

- soit par la deuxième voie de ventilation de sauvegarde depuis le poste de repli,
- soit par la commande locale qui existe sur le coffret, installé dans le bâtiment du hall des guides à neutrons à l'extrémité ouest de celui-ci. Pour la seconde voie, il y a un second coffret.

6.1.2.3.5. Groupes électrogènes de secours

Rôle

Les deux groupes électrogènes (G.E.) ont pour rôle, en cas de perte confirmée du réseau EDF, d'alimenter les auxiliaires secourus du réacteur, à savoir :

- chargeurs (contrôle 48 V, onduleur 220 V, sécurité),
- la ventilation accident (éventuellement),
- l'éclairage secouru,
- les ventilateurs d'extraction active,
- les auxiliaires secourus de la colonne de reconcentration,
- les poney-moteurs, la pompe piscine,
- les monte-charges et pont du bâtiment réacteur ainsi que les auxiliaires des sas,
- vannes ES, EL,
- MAFF (radio protection : contrôle des aérosols),
- Les compresseurs d'air comprimé.

L'installation comprend :

- les groupes électrogènes proprement dits : ces groupes sont des matériels approvisionnés sur catalogue,
- les sources de secours (G.E. et relayages associés permettant la réalimentation des tableaux secourus).

Ces deux sources de secours sont entièrement séparées physiquement ; les G.E. et auxiliaires sont installés dans des salles isolées, séparées par un couloir, de même les tableaux de distribution sont dans des salles séparées. Le relayage associé est contenu dans des armoires distinctes, séparées l'une de l'autre de plus de 1,5 m. Les chemins de câblage, du tableau de contrôle (en salle de conduite) aux groupes électrogènes, cheminent sur des voies différentes (voie 6 et voie 7).

Les dispositions des équipements permettent de s'assurer de l'indépendance des sources de secours et d'éviter une panne de mode commun rendant les 2 sources simultanément indisponibles.

Les 2 alimentations secourues d'ORPHEE sont constituées chacune :

- D'un groupe diesel-alternateur monté dans un capotage insonorisé et posé sur un massif de béton reposant sur le sol par un deuxième massif et isolé par une suspension élastique (plots antivibratils).
- D'un système d'alimentation en combustible comprenant à l'extérieur une cuve de 3000 litres (enterrée), une caisse journalière de 500 L équipée d'une pompe et d'une détection de niveau pour la commande automatique de remplissage de la caisse à partir de la cuve et les vannes nécessaires au by-pass et isolements de sécurité (vanne police et vanne pompier).

D'un système d'extinction de l'incendie fonctionnant par envoi de dioxyde de carbone (CO₂) dans ces locaux et dans le capotage des groupes électrogènes.

Chacune des sources secourues est indépendante et possède trois modes de fonctionnement :

1) **Mode automatique**

Le groupe est lancé automatiquement sur perte de la tension sur le jeu de barres secouru correspondant BT 010 TB (ou BT 011 TB).

En moins de 10 secondes, la tension et la fréquence nominales sont présentées sur le départ puissance du G.E. (380 V - 50 Hz).

Nota :

Après retour de la tension EDF, les tableaux BT 001 et BT 004 TB sont réalimentés. Il faut couper l'alimentation des tableaux secourus par les G.E. pour les réalimenter par le réseau EDF depuis BT 001 TB (ou BT 004 TB), opération effectuée manuellement.

2) Mode manuel à distance

Depuis la salle de conduite, il est possible en disposant le TPL "Auto - Manuel" sur "Manu" de lancer le G.E. à l'aide du BP "Marche".

Après perte de l'alimentation du tableau secouru en ouvrant BT 010 JA (ou BT 011 JA), l'automatisme de ce tableau provoquera l'ouverture de BT 014 JA et la fermeture de BT 012 JA (ou bien l'ouverture de BT 015 JA et la fermeture de BT 013 JA). Il n'y a donc pas de couplage possible entre le réseau EDF et le groupe électrogène.

3) Mode manuel local

En cas d'indisponibilité de la salle de conduite ou d'impossibilité de démarrer le G.E. électriquement, il est possible de :

- a) Démarrer localement le G.E. avec le démarreur électrique,
- b) Démarrer localement le G.E. à l'aide du démarreur pneumatique.

La réalimentation des tableaux secourus pouvant s'effectuer par exemple en manœuvrant localement les disjoncteurs déjà cités.

Alimentation en fuel

La caisse journalière est régulièrement alimentée par une électropompe qui est lancée sur niveau bas de la caisse et arrêtée sur niveau haut.

La pompe d'injection est maintenue alimentée par simple gravité.

Maintien à l'arrêt du groupe

Pour maintenir le groupe prêt, il est nécessaire que l'huile de graissage soit maintenue chaude en permanence, ce qui est obtenu par des résistances de chauffage en service, lorsque le groupe est à l'arrêt, un thermostat les commande pour maintenir la température constante.

Évaluation de la sûreté

Les dispositions constructives prises et les dispositions géographiques des équipements permettent d'éviter les pannes de mode commun.

6.2. Perte des alimentations électriques externes

Dans le cas d'une panne secteur, deux groupes électrogènes de secours reprennent automatiquement les auxiliaires secourus du réacteur, tels que mentionnés dans le paragraphe 6.1.2.3.5.

L'alimentation électrique des équipements du poste de repli est quant à elle assurée, sans coupure, par les 2 ensembles "batteries/onduleurs" du poste de repli. Ces ensembles permettent une disponibilité des sources 220 V AC et 48 V CC avec une autonomie de 10h.

L'arrêt automatique du réacteur est provoqué par les relais de détection de manque de tension entrant dans la chaîne d'arrêt d'AU (voie A et voie B) du réacteur, dès que le seuil de tension est inférieur ou égal à 85 % de la tension nominale pendant plus de 2 secondes.

6.2.1.Processus « premier secours »

La disponibilité des deux groupes électrogènes permet d'assurer la continuité de l'alimentation des 3 sources XS 101, 201 et 301 nécessaires au système de protection du réacteur en cas de panne secteur, c'est la configuration « premier secours ». Dans ce cas, la totalité des auxiliaires indispensables au maintien des fonctions de sûreté de l'exploitation est reprise par les 2 groupes électrogènes. Cette reprise s'effectue sans coupure pour une partie des auxiliaires, avec coupure et délestage puis reletage manuel pour l'autre partie.

Le centre de Saclay est un client prioritaire pour ERDF, ce qui réduit le risque de perte totale des alimentations électriques extérieures. Aucun accord ne lie le centre à ERDF pour disposer de moyens mobiles de secours en cas de perte des moyens fixes. Les UST exploitent les transformateurs et la distribution sur le centre, ainsi que des moyens de secours. Une permanence est présente sur le site.

Dans le cas de la reprise en 1^{er} secours, l'alimentation des moyens de protection est assurée.

Fonction de maîtrise de la réactivité

L'arrêt automatique du réacteur ayant été provoqué par la détection de manque de tension EDF, les détections des barres basses étant alimentées par les batteries du poste de repli (autonomie 10 h), le contrôle de la réactivité est donc assuré.

Fonction refroidissement

Les groupes électrogènes alimentent les poney-moteurs qui permettent l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur en assurant un débit de l'ordre de 120 m³/h. Ce débit permet le maintien en position fermée des clapets de convection naturelle, dont la position est affichée en salle de conduite ainsi qu'au poste de repli. L'alimentation des électroniques permettant cette signalisation est effectuée par les batteries du poste de repli (autonomie 10 h). La pompe piscine ED 009 PO est alimentée par le groupe électrogène GE2 après une opération de reletage manuel effectué depuis le synoptique de la salle de conduite. Le refroidissement du cœur ainsi que l'évacuation de la puissance résiduelle de ce dernier sont donc assurés.

Indisponibilité du groupe diesel GE 1

En cas d'indisponibilité du groupe électrogène n°1 lors d'une panne secteur, l'alimentation du système de protection du réacteur continue d'être assurée par notamment les sources de sécurité XS 201 et 301. La voie XS 101 reste alimentée durant la période d'autonomie du jeu de batteries XS 101 BT, soit environ 1 heure.

Le poney-moteur ED 001 PN n'est plus alimenté, le débit cœur se trouve réduit à une valeur de l'ordre de 70 m³/h.

La pompe piscine ED 009 PO reste alimentée par le groupe électrogène n°2.

Les fonctions "maîtrise de la réactivité" et "refroidissement" sont donc assurées.

Indisponibilité du groupe diesel GE 2

En cas d'indisponibilité du groupe électrogène n°2 lors d'une panne secteur, l'alimentation du système de protection du réacteur continue d'être assurée par notamment les sources de sécurité XS 101 et 301. La voie XS 201 reste alimentée durant la période d'autonomie du jeu de batteries XS 201 BT, soit environ 1 heure.

Le poney-moteur ED 002 PN n'est plus alimenté, le débit cœur se trouve réduit à une valeur de l'ordre de 70 m³/h.

La pompe piscine ED 009 PO n'est plus alimentée.

Les fonctions "maîtrise de la réactivité" et "refroidissement" sont donc assurées.

6.2.2. Processus « ultime secours »

En cas de perte cumulée de l'alimentation 15 kV, du GE n°1 et du GE n°2, les différentes sources internes (sources de sécurité XS, sources de mesure XM et sources de relayage XR) sont disponibles durant la période d'autonomie de leur propres jeux batteries/onduleurs (1 heure). Les sources électriques du poste de repli (sources SX) sont quant à elles disponibles sur une période d'autonomie de leurs propres jeux batteries/onduleurs (10 heures).

Fonction de maîtrise de la réactivité

Le fonctionnement en ultime secours est consécutif à l'échec de reprise en secours des 2 groupes électrogènes de secours. Ainsi, pendant 60 minutes, seules les batteries onduleurs et redresseurs délivrent une alimentation. Le réacteur est à l'arrêt, par chute des 4 barres de commande, l'ensemble des pompes primaires est arrêté. La convection naturelle s'établit après ouverture des clapets de convection naturelle.

Le contrôle de la réactivité est assuré par la position "barre basse" des 4 barres de commande, les armoires de mesures neutroniques sont alimentées par les batteries des onduleurs.

Les batteries du poste de repli permettent l'alimentation de la détection des butées basses des barres ainsi que l'alimentation de la position des clapets de convection naturelle.

Fonction refroidissement

Le refroidissement du cœur est assuré par convection naturelle.

La surveillance des paramètres thermo-hydrauliques reste assurée car les batteries des onduleurs assurent l'alimentation des auxiliaires.

La pompe piscine ED 009 PO n'est plus alimentée.

En cas de perte du réseau EDF et de non-reprise en secours de l'installation par les groupes électrogènes, en régime de fonctionnement sur autonomie des différents groupes de batteries, aucun risque d'effet falaise lié à la dégradation du cœur n'est présent.

6.2.3. Temps de fonctionnement des alimentations électriques internes sans secours extérieurs

L'étude de la consommation d'huile et de gazole des 2 groupes électrogènes de l'installation montre que, sans aucune aide extérieure, sans gestion optimisée des ressources en huile et en gazole, l'INB 101 dispose de ses alimentations de secours pendant un temps qui varie entre 50 heures et 115 heures en fonction de l'état initial des stocks au moment de la perte du réseau électrique.

Afin de prolonger le temps de fonctionnement des alimentations de secours, en cas de perte prolongée du réseau EDF, une gestion des groupes électrogènes serait effectuée afin d'optimiser l'utilisation des stocks de gazole et d'huile.

Les dispositions envisagées pour renforcer la robustesse de l'installation se portent essentiellement sur la rédaction d'un protocole de gestion des consommables gazole et huile comprenant la définition des stocks minimaux à assurer dans l'installation et les modalités de surveillance de ces stocks.

6.3. Perte des alimentations électriques externes et internes

6.3.1. Perte des batteries internes de l'INB 101 (batteries du poste de repli dans leur période d'autonomie)

En fin d'autonomie (1 heure) des batteries internes du bâtiment 541, il n'y a plus aucune alimentation sur l'INB. Les batteries du poste de repli restent opérationnelles car leur autonomie est de l'ordre de 10 heures. La température de l'eau de la piscine au niveau 5,30 m est disponible au poste de repli (sondes ED 110 et 210 MT).

Plusieurs montures de niveaux à boules, implantés respectivement dans la piscine et le canal, permettent, par déclenchement ou non de leurs contacts associés, de situer les niveaux de la piscine et du canal de transfert :

- niveau piscine (9,55 m) : ED 109 et 209 SN
- niveau piscine (8,00 m) : ED 309 et 409 SN

- niveau canal (9,55 m) : ED 103 et 203 SN
- niveau canal (8,00 m) : ED 303 et 403 SN

6.3.2. Perte totale des batteries (INB 101 et poste de repli)

Les différentes sources électriques nécessaires à la visualisation de l'état des contacts des différents manomètres et niveaux à boules sont perdues. Les valeurs des niveaux piscine et canal ne peuvent plus être appréciées.

Les signalisations des barres basses et des positions des clapets sont perdues.

La valeur des sondes de température thermorésistantes ED 110 et 210 MT peut encore être mesurée à l'aide d'un multimètre numérique au poste de repli.

La surveillance des niveaux d'eau peut aussi être assurée par des rondiers équipés de détecteurs de radioprotection mobiles. Les appoints peuvent être réalisés par la FLS qui dispose de différentes méthodes d'approvisionnement en eau.

Actions extérieures prévues

Fonctionnement sur les GE : approvisionnement huile et gazole hors centre

De l'huile peut être livrée par le prestataire d'entretien des GE sous 2 jours. L'approvisionnement en huile moteur peut aussi être effectué auprès de n'importe quelle station-service.

Le remplissage des citernes de gazole demande en général un délai d'une semaine.

Fonctionnement sur les GE : fourniture d'huile et de gazole par le centre

Les services techniques du centre de Saclay disposent d'une réserve de 600 litres de gazole et de dizaines de litres d'huile qui permettent d'augmenter l'autonomie des 2 GE de 10 heures.

Mise à disposition des groupes mobiles des UST

Les UST disposent de 2 groupes électrogènes mobiles (250 kVA chacun) sur le centre de Saclay, dont l'un est entreposé dans un bâtiment de la partie sud du centre, et l'autre en permanence déployé sur le centre dans le cadre de la campagne annuelle de coupure électrique. En cas de perte totale des alimentations électriques (batteries comprises), ces groupes peuvent être remorqués en moins d'une heure en heures ouvrables et 4 heures en heures non ouvrables jusqu'aux coffrets VR 003 et 004 CR et mis en service pour la réalimentation de la ventilation de sauvegarde.

La manœuvre des vannes de dégonflage de l'enceinte ainsi que la conduite de la ventilation de sauvegarde peuvent encore être assurées moyennant la réalimentation des coffrets VR 003 et 004 CR par un groupe d'ultime secours fourni par les UST ou par la FLS.

6.3.3. Situations initiales défavorables

Les situations initiales défavorables en cas de perte prolongée du réseau EDF et des deux groupes électrogènes de secours sont :

- la situation de niveau bas dans la piscine du réacteur ORPHEE pour opération de maintenance. Le fonctionnement des pompes permettant le transfert de la bêche de vidange vers la piscine n'est plus assuré. Les dispositions décrites au § 6.5.3 sont adaptées à la gestion de cette situation,
- Les situations de manutention en cours d'un élément combustible ou d'un château de transport. Les sécurités du pont permettent d'assurer le maintien de la charge en cours de manutention. Un dispositif manuel permet alors l'affalage de la charge.

6.3.4. Dispositions envisagées pour renforcer la robustesse de l'installation

En cas d'isolement complet de l'INB, sans aucune action extérieure possible, la perte totale de toute source d'énergie interne survient après épuisement des ressources en gazole, huile et après décharge complète des batteries.

L'analyse menée montre qu'il n'y a pas de risque d'effet falaise identifié. Cependant l'installation serait sans surveillance et la possibilité d'effectuer un appoint d'eau dans la piscine et/ou le canal serait réduite.

Les actions suivantes sont envisagées pour renforcer la robustesse de l'installation :

- Rédaction d'une procédure de gestion des ressources huile et gazole :
Basée sur l'étude des consommations des groupes électrogènes, elle permettra d'établir une stratégie d'utilisation des différents groupes de secours et des réserves de l'installation et du centre afin d'assurer un niveau de sûreté satisfaisant pendant la période la plus longue possible.
- Approvisionnement d'un groupe électrogène mobile d'ultime secours.

6.3.5. Conclusion

La perte totale des alimentations électriques n'est pas susceptible de conduire à un effet falaise. Les délais pour récupérer à terme le refroidissement de la piscine ou pouvoir faire des appoints sont très importants (cf. chapitre 6.5).

6.4. Perte du système de refroidissement ultime

Le risque d'effet falaise considéré est lié au dénoyage des éléments combustibles, induisant un manque de réfrigération, pouvant conduire à la remise en cause de l'intégrité de la première barrière, voire à la fusion du combustible. Le dénoyage des éléments combustibles a aussi pour conséquence un manque de protection radiologique contre le très fort rayonnement gamma et bêta.

Le renoyage permet de revenir dans une situation sûre.

Le refroidissement des combustibles usés présents dans l'installation est garanti par :

- un système actif reposant sur :
 - le circuit primaire (ED) de refroidissement du cœur et le circuit secondaire de refroidissement principal (ES),
 - le circuit piscine (ED) et le circuit de refroidissement du circuit piscine (EZ).
 Ces systèmes sont en fonctionnement en conditions nominales et permettent de refroidir le cœur et les éléments combustibles fraîchement déchargés pendant un minimum de 100 jours.
- un système passif constitué par la piscine réacteur et le canal. Il garantit l'intégrité de la première barrière pour les combustibles stockés ainsi que la protection radiologique liée au rayonnement des produits radioactifs. C'est le moyen de refroidissement ultime.

Ce système est présenté et illustré au § 1.2.3.

En cas de fuite sur le système de refroidissement primaire piscine ou cœur, la conception du bloc eau garantit que le niveau d'eau dans la piscine ne baissera pas en dessous du niveau +5,2 m.

Le niveau d'eau de la piscine du réacteur et du canal font l'objet d'une surveillance continue par l'intermédiaire d'une mesure de niveau en piscine et en canal, et de deux capteurs de niveau à seuil en piscine et en canal à +9,50 m et +8 m. Les opérateurs de la salle de conduite sont alertés par une alarme en salle de conduite dès que les capteurs de mesure continue détectent une baisse d'eau anormale (atteinte du niveau +9,80 m dans la piscine ou dans le canal), ou au passage des seuils des capteurs à seuil (report d'information depuis le poste de repli).

6.4.1. Perte de la source froide principale

6.4.1.1. Autonomie dans cette situation

Le circuit de réfrigération du réacteur est dimensionné pour évacuer la puissance de 14 MW avec un débit primaire de 826 m³/h et un débit secondaire de 1400 m³/h.

La perte du circuit de refroidissement secondaire principal ES conduisant à la perte de la réfrigération du circuit primaire et du circuit eau lourde est postulée. Le refroidissement du circuit piscine par le circuit EZ indépendant du circuit ES reste dans ce cas disponible.

Une perte totale de la source froide principale se traduirait par une augmentation de la température d'entrée du cœur, activant une alarme en salle de conduite, puis l'arrêt automatique du réacteur.

La puissance résiduelle du cœur, et des éléments combustibles en refroidissement dans la piscine est donc transférée à l'eau de la piscine.

La puissance résiduelle des éléments combustibles usés stockés en canal de transfert est transférée à l'eau du canal de transfert.

Lorsque le batardeau est en place, les capacités de la piscine et le canal de transfert ne communiquent pas.

La réserve d'eau en piscine et en canal et les nombreuses possibilités de réaliser des appoints d'eau assurent une très grande autonomie.

En particulier, tant que les alimentations électriques sont présentes, des moyens d'appoint peuvent être mis en œuvre. L'appoint d'eau dans la piscine peut être effectué par les moyens internes :

- Depuis les chaînes d'épuration et de remplissage (15 m³/h),
- Depuis la station de production d'eau déminéralisée (0,5 m³/h),

- Depuis les ballons d'eau déminéralisée à +13,8 m (appoint gravitaire, capacité maximum 9,5 m³).

6.4.1.2. Actions extérieures prévues

L'appoint d'eau dans la piscine peut être effectué suivant différentes voies :

- Depuis la canalisation d'appoint en eau déminéralisée en provenance d'OSIRIS (4 m³/h),
- Depuis le circuit d'appoint d'eau de secours (débit maximal : 13 m³/h) relié au réseau d'eau de ville,
- Par les pompes FLS, autonomes (débit unitaire de 120 m³/h), celles-ci étant raccordées à diverses sources, pouvant être :
 - Le réseau incendie du centre (débit moyen des appareils : 150 m³/h)
 - Les bassins des aéroréfrigérants d'Orphée (475 m³),
 - Les bassins des aéroréfrigérants d'Osiris (1000 m³),
 - Le bassin de réserve (2 000 m³),
 - Le plan d'eau de Villiers (25 000 m³),
 - Les étangs de Saclay.

La FLS dispose pour ces opérations d'engins pompe pouvant fournir des débits de 2000 l/mn sous 15 bars et de 3 km de tuyaux de 110 mm de diamètre pour véhiculer l'eau.

L'état sûr visé est l'immersion de tout le combustible stocké, avec une hauteur d'eau assurant la fonction de barrière biologique pour permettre les interventions en local.

6.4.1.3. Dispositions envisagées pour renforcer la robustesse de l'installation

Vis-à-vis de la seule perte des sources de réfrigération principale (circuit primaire cœur et circuit piscine), une situation initiale défavorable consiste à débiter le transitoire avec la piscine en niveau bas (+5,5 m). Dans ce cas, le batardeau est déjà en place, et le délai pour passage en niveau bas est de l'ordre d'au moins 24h après arrêt du réacteur. L'étude présentée au § 6.5.1 montre que, sans même tenir compte du refroidissement apporté par le circuit EZ, le délai accordé pour apporter de l'eau avant découverture des éléments combustibles du cœur, si possible déminéralisée, est de plus de 200 jours.

Tant que les alimentations électriques sont présentes, le circuit de remplissage via les pompes d'épuration permet le relevage du volume d'eau transféré en bache de vidange pour passer en niveau bas.

Les délais disponibles et les nombreuses possibilités pour réaliser des appoints d'eau dans la piscine conduisent à ne pas prévoir de dispositions complémentaires.

Le cumul de la perte de toutes les sources de réfrigération et des alimentations électriques est étudié au § 6.5.1.

6.4.2. Perte de toutes les sources froides de réfrigération

6.4.2.1. Autonomie dans cette situation

Dans cette situation postulée de perte de toutes les sources froides, on considère que les circuits secondaires de refroidissement ES et EZ sont indisponibles.

Concernant la piscine, le risque de fusion des éléments combustibles ne concerne que ceux d'entre eux qui sont en refroidissement depuis moins de 100 jours. Les différents scénarios sont couverts par l'analyse présentée dans le § 6.5.1.

La mise en œuvre d'un appoint d'eau à la piscine permet de rejoindre un état sûr en restaurant la capacité de refroidissement des éléments combustibles et une protection biologique suffisante. En particulier, tant que les alimentations électriques sont présentes, le circuit de production d'eau déminéralisée permet de réaliser les appoints d'eau déminéralisée pour compenser l'évaporation, et le cas échéant, les pompes d'épuration permettent le relevage du volume d'eau en bache de vidange. De plus, et si cela est possible, un appoint en eau déminéralisée depuis la station de production du réacteur

Osiris vers le canal de transfert peut être mis en place.

En dernier recours, l'appoint de secours ou un apport d'eau extérieure non déminéralisée permet de rejoindre un état sûr.

Concernant les éléments combustibles entreposés dans le canal de transfert, il n'y a pas de risque de fusion d'un élément combustible en cas de découverture, dans la mesure où le transfert des éléments combustibles irradiés n'est autorisé qu'après 100 jours de refroidissement en piscine, lorsque la puissance résiduelle d'un élément combustible standard est inférieure à 530 W. La conséquence d'un dénoyage des éléments combustibles côté canal est la forte irradiation qui résulterait de la perte de protection biologique, compliquant la surveillance et les conditions d'intervention en local. La restauration d'un niveau d'eau suffisant dans le canal de transfert permet de résoudre cette problématique.

L'autonomie de l'installation pour les différentes situations de perte totale de source froide est analysée dans le § 6.5.1. L'autonomie de l'installation dans cette situation est très importante.

6.4.2.2. Actions extérieures prévues

En cas d'indisponibilité des moyens d'appoints normaux identifiés au § 6.4.1.2, l'appoint d'eau à la piscine peut être réalisé par le circuit d'appoint de secours depuis le poste de repli.

Il n'y a donc pas de risque d'effet falaise, que ce soit pour la perte du débit ou la perte totale du réfrigérant (l'eau de la piscine).

6.4.2.3. Dispositions envisagées pour renforcer la robustesse de l'installation

La seule situation initiale défavorable pour la perte des systèmes de refroidissement principal et de secours est une situation de niveau bas dans la piscine au début du transitoire. Tant que les alimentations électriques sont disponibles, il est possible de récupérer 72 m³ d'eau de la bache de vidange vers la piscine. De plus, de multiples moyens complémentaires sont précisés au § 6.4.1.2.

Aucune disposition particulière complémentaire n'est nécessaire pour renforcer la robustesse de l'installation en cas de perte totale de source froide.

6.5. Perte du système de refroidissement principal cumulée avec la perte des alimentations électriques externes et internes de secours

6.5.1. Autonomie dans cette situation

Par rapport aux situations décrites au § 6.4, la perte des alimentations électriques externes et internes de secours prive l'installation des pompes utilisées pour réaliser les mouvements d'eau, notamment les pompes d'épuration et les pompes du circuit d'appoint et de remplissage de la piscine.

En revanche, la mise en œuvre du circuit d'appoint d'eau de secours ne nécessite pas la disponibilité d'une source électrique, de même que les moyens de secours mobiles du centre.

Circuit d'appoint de secours en eau

Le circuit d'appoint de secours en eau à la piscine du réacteur ORPHEE est principalement constitué d'une tuyauterie industrielle en acier de diamètre intérieur 80 mm qui est piquée, en galerie technique nord du centre de Saclay, sur la canalisation de distribution d'eau potable du centre de Saclay, et qui chemine jusqu'au bord Est de la piscine.

La mise en œuvre de l'appoint de secours en eau est réalisée au poste de repli. Deux remontées en provenance de la canalisation du centre et de la liaison vers ORPHEE sont terminées par une vanne manuelle suivie d'un raccord rapide. La mise en place d'une liaison souple démontable, connectée aux raccords rapides et l'ouverture de deux vannes manuelles permet d'effectuer l'appoint à la piscine.

Un pressostat permet la surveillance de la pression d'eau de ville, avec report d'alerte en salle de conduite.

Des alertes de niveau aux seuils +8,50 m et +9 m permettent de gérer l'appoint depuis le poste de repli. Ces alertes de niveau sont reportées en salle de conduite.

Le circuit d'appoint de secours en eau à la piscine du réacteur, tel que décrit ci-dessus permet, en cas de perte de l'inventaire en eau de la piscine ou du canal, de rétablir et de maintenir un niveau d'eau

compatible avec le refroidissement des éléments combustibles irradiés entreposés et le maintien de la protection biologique.

Aspect lié à l'évaporation

En cas de perte totale de refroidissement du circuit primaire et de l'eau de la piscine, la température de l'eau de la piscine du réacteur augmente lentement, sans dépasser la température de dimensionnement du cuvelage de la piscine (70°C) compte tenu de la dissipation de puissance par les structures et vers le hall du réacteur, puis se stabilise entre 50°C et 60°C. Une baisse progressive et lente du niveau d'eau dans la piscine et le canal par évaporation est observée, nécessitant à terme une restauration et un maintien de l'inventaire en eau ou la récupération du système de refroidissement de la piscine.

Une étude spécifique d'évaporation de l'eau de la piscine et du canal de transfert du réacteur Orphée a été réalisée. La suite de ce paragraphe présente la méthodologie adoptée ainsi que les résultats de cette étude.

L'ensemble des calculs ont été réalisés à partir d'un logiciel modélisant le comportement thermohydraulique de l'évolution de l'atmosphère d'une enceinte de confinement en prenant en compte les phénomènes de radiolyse de l'eau et d'évaporation de l'eau.

Des hypothèses simplificatrices ont été retenues pour la prise en compte des échanges thermiques avec les structures de la piscine et la condensation sur les parois de l'enceinte pour évaluer des valeurs enveloppe du délai minimal avant apparition d'effet falaise et des volumes d'eau mis en jeu pour le maintien d'une situation sûre.

La piscine du réacteur est située au milieu d'une enceinte dont l'étanchéité est périodiquement contrôlée. Une dépression de l'ordre de 1 mbar par rapport à l'extérieur est maintenue en permanence par le système ventilation, elle permet le rejet de l'air extrait à la cheminée après passage sur des filtres THE et PAI. Une surpression maximale de 150 mbar de l'enceinte réacteur est admissible.

La perte de la ventilation normale sur perte d'alimentation électrique et le passage en confinement statique sont postulés au début du calcul.

Les essais périodiques d'étanchéité de l'enceinte permettent d'estimer à environ 30 m³/h le taux de fuite de l'enceinte sous une différence de pression de 50 mbar. La section de fuite permettant de reproduire les résultats de ces essais est estimée à 2,2 cm².

Pour le déroulement des transitoires, nous supposons la perte totale des alimentations électriques ainsi que la perte de la source froide principale (pompes primaires/circuit secondaire principal et refroidissement de l'échangeur piscine) et de secours (aucun appoint n'est réalisé vers la piscine et le canal).

Plusieurs configurations, représentatives de l'exploitation du réacteur, ont été étudiées :

- 1) Le batardeau est déposé, la piscine et le canal de transfert forment un volume unique d'environ 278 m³ en communication uniquement avec le volume au-dessus de +10 m de l'enceinte du réacteur. A l'instant t_0 où est supposée arriver la perte d'alimentation électrique, l'arrêt des pompes primaires cœur et du refroidissement principal, le niveau d'eau est supposé être à son niveau nominal à +9,97 m.
- 2) Le batardeau est en place entre la piscine du réacteur et le canal de transfert. A l'instant t_0 où est supposée arriver la perte d'alimentation électrique, l'arrêt des pompes primaires cœur et du refroidissement principal, le niveau d'eau est supposé être à son niveau nominal à +9,97 m dans la piscine (125 m³) et dans le canal (153 m³).
- 3) **Situation initiale défavorable**
Le batardeau est en place entre la piscine du réacteur et le canal de transfert, et la piscine est au niveau bas. A l'instant t_0 où est supposée arriver la perte d'alimentation électrique, le niveau d'eau est supposé être à +5,50 m dans la piscine (53 m³) et à +9,97 m dans le canal (153 m³).
Le niveau bas de la piscine est réalisé quelques jours par an pour des interventions spécifiques de maintenance. Le niveau bas piscine est initié au mieux lorsque le réacteur est à l'arrêt depuis 24 heures, après avoir laissé décroître la puissance résiduelle du cœur.

Lorsque les clapets de convection naturelle sont dénoyés, la circulation d'eau n'est plus assurée par convection naturelle, mais l'eau du cœur qui s'évapore par évaporation (ou ébullition) est toujours

remplacée par l'eau de la piscine arrivant par les tubulures du chandelier. Les calculs sont arrêtés lorsque l'eau de la piscine atteint le niveau supérieur des éléments combustibles du cœur, soit +1,95 m en piscine.

Le confinement de l'enceinte sur perte d'alimentation électrique conduit à la possibilité d'une montée en pression de l'enceinte par évaporation de l'eau de la piscine et du canal de transfert, qu'il convient d'évaluer.

L'ensemble des calculs ont été réalisés avec les données d'entrée suivantes :

- Volume de l'enceinte : 18 200 m³ (dont 10 000 m³ au-dessus du plancher +10 m)
- Température initiale de l'eau : 44°C (35°C pour le cas niveau bas piscine)
- Température initiale de l'air : 20°C avec une hygrométrie de 50%

Puissance résiduelle du cœur Orphée

La figure suivante représente la courbe de puissance résiduelle utilisée pour les calculs, en considérant un cœur irradié à 14 MW pendant 110 jours.

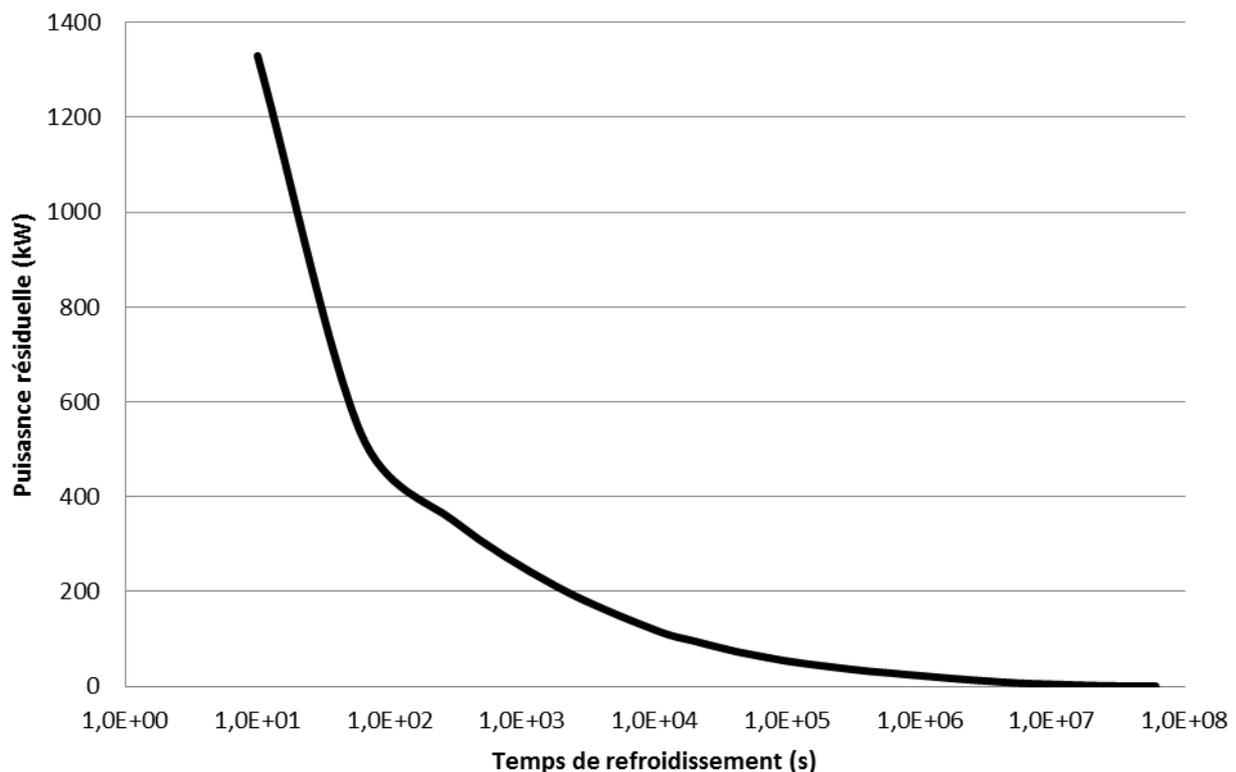


Figure 15 : Evolution de la puissance résiduelle du cœur d'Orphée

Puissance résiduelle des éléments combustibles entreposés

Dans les calculs, on suppose qu'à l'instant initial du calcul :

- les éléments combustibles d'un cœur Orphée (irradiés 110 jours à 14 MW) en refroidissement en piscine ont un temps de refroidissement de 130 jours, et
- les éléments combustibles de deux cœurs Orphée (irradiés 110 jours à 14 MW) en refroidissement en canal de transfert ont un temps de refroidissement de 110 jours et 240 jours après transfert en canal (supposé réalisé de manière enveloppe à la puissance maximale autorisée, soit 530 W pour un élément combustible standard).

Pour la puissance résiduelle des éléments combustibles irradiés (ECI) entreposés en piscine et en canal de transfert, les valeurs suivantes ont été utilisées :

Puissance résiduelle des 8 ECI entreposés en piscine	
Temps (j)	Puissance (kW)
0	3,67
1	3,64
8	3,43
15	3,24
30	2,89
61	2,31
90	1,91
100	1,80
150	1,38
200	1,10
250	0,90
300	0,76
365	0,62

Puissance résiduelle des 16 ECI entreposés en canal	
Temps (j)	Puissance (kW)
0	5,25
1	5,21
8	4,95
15	4,71
30	4,24
61	3,48
90	2,95
100	2,80
150	2,21
200	1,80
250	1,50
300	1,28
365	1,06

Synthèse des résultats

Les calculs ont été réalisés sur 1 an. Le tableau suivant présente l'évolution du niveau d'eau dans les capacités pour les différentes configurations décrites ci-dessus :

		Evolution du niveau d'eau en piscine						
		7 j	14 j	21 j	1 m	2 m	6 m	1 an
Cas 1 : Piscine pleine +10 m - Sans batardeau		-16 cm	-34 cm	-50 cm	-67 cm	-1,06 m	-1,97 m	-3,31 m
Cas 2 : Piscine pleine +10 m – Avec batardeau	<i>Piscine</i>	-24 cm	-57 cm	-85 cm	-1,14 m	-1,74 m	-3,04 m	-4,8 m
	<i>Canal de transfert</i>	-11 cm	-18 cm	-24 cm	-32 cm	-55 cm	-1,26 m	-2,3 m
Cas 3 : Piscine en niveau bas +5,5 m	<i>Piscine</i>	-23 cm	-52 cm	-76 cm	-1,01 m	-1,55 m	-2,73 m	-
	<i>Canal de transfert</i>	-4 cm	-8 cm	-13 cm	-20 cm	-41 cm	-73 cm	-

Les débits maximum d'évaporation attendus pour les différentes situations sont les suivants. Ces débits de masse d'eau perdue dans la piscine et le canal de transfert permettent de dimensionner les besoins en débit d'appoint. On remarque que les différents moyens d'appoint listés au § 6.4.1.2 permettent de compenser largement l'évaporation.

	Débit d'évaporation maximum (m ³ /j)
Cas 1 : Piscine pleine +10 m - Sans batardeau	< 1,2
Cas 2 : Piscine pleine +10 m – Avec batardeau	< 1,2
Cas 3 : Piscine en niveau bas +5,5 m	< 0,9

Le tableau ci-dessous précise les délais maximum avant découverture des éléments combustibles en cœur, qui est l'événement redouté vis-à-vis de l'apparition d'un effet falaise :

	Temps de dénoyage des EC du cœur (j)
Cas 1 : Piscine pleine +10 m - Sans batardeau	> 695 jours
Cas 2 : Piscine pleine +10 m – Avec batardeau	> 632 jours
Cas 3 : Piscine en niveau bas +5,5 m	> 215 jours

Dans les cas 1 et 2, les capacités sont pleines à l'instant initial et le niveau dans la piscine n'atteindrait pas +5,50 m (niveau du seuil du batardeau) au bout d'un an, même sans appoint d'eau à la piscine ou remise en service d'un refroidissement. La fusion des éléments combustibles du cœur ou en refroidissement en piscine est exclue.

Avec ou sans batardeau en place, les éléments combustibles usés entreposés dans le canal de transfert resteront recouverts de plus de 3,5 mètres d'eau après un an. Sur cette durée, les conditions radiologiques restent compatibles avec une intervention au niveau +10 m (réalisée sous la surveillance des équipes de radioprotection).

Situations initiales défavorables

- Situation initiale avec batardeau en place et niveau bas (+5,5 m) dans la piscine (cas 3), initiée au plus tôt 24 heures après l'arrêt du réacteur

La puissance résiduelle du cœur est alors de 64 kW. Sans appoint d'eau à la piscine ou récupération du refroidissement de la piscine, le découverture du cœur interviendrait au bout d'au moins 215 jours. Ce délai avant l'apparition d'un effet falaise permet la mise en œuvre d'un moyen d'appoint et la remise en service d'un circuit de réfrigération. En dernier recours, en l'absence de toute source d'alimentation électrique, un appoint pourrait être réalisé en mettant en œuvre l'appoint de secours (qui ne nécessite aucune intervention dans l'enceinte) ou les moyens de pompage de la FLS via une traversée enceinte.

Côté canal de transfert, le refroidissement des éléments combustibles usés entreposés dans le canal de transfert ne conduit pas à une baisse de niveau d'eau significative sur cette durée et les éléments combustibles restent couverts sous une hauteur d'eau garantissant une protection biologique suffisante.

- Situations de manutention en cours d'un élément combustible

Les sécurités du pont permettent d'assurer le maintien de la charge en cours de manutention. Un dispositif manuel permet alors l'affalage de la charge.

Cas d'une fuite sur un circuit connecté à la piscine

Une perte de l'intégrité d'une tuyauterie connectée peut conduire à une baisse de niveau de la piscine et/ou du canal. L'évaluation des marges sismiques a montré une grande robustesse du cuvelage de la piscine et des structures internes du bâtiment réacteur. C'est pourquoi il a été retenu d'examiner le cas d'une brèche survenant sur une tuyauterie connectée à ces capacités. L'autonomie de l'installation avant apparition d'un effet falaise a été étudiée en considérant, de façon très pénalisante, que la fuite induit une baisse de niveau immédiate jusqu'au niveau +5,5 m (altitude du casse-siphon sur le circuit cœur).

L'évolution de la baisse de niveau dans la piscine et le canal à partir de cette situation initiale défavorable est la suivante :

		Evolution du niveau d'eau en piscine				
		7 j	14 j	21 j	1 m	2 m
Cas 1 avec fuite : Piscine niveau +5.5 m - Sans batardeau	<i>Piscine</i>	-35 cm	-69 cm	-94 cm	-1.2 m	-2.04 m
	<i>Canal de transfert</i>	-7 cm	-10 cm	-13 cm	-17 cm	-30 cm

La baisse du niveau d'eau dans la piscine due à la fuite, associée à l'évaporation, conduit à un

découvrement des éléments combustibles du cœur, si aucun appoint d'eau n'est réalisé à la piscine, au-delà d'un délai de 98 jours.

Le débit maximum d'évaporation est de l'ordre de $1 \text{ m}^3/\text{j}$.

Dans le cas particulier d'une fuite sur le circuit piscine en casemate 1403, par conception du bloc eau, celle-ci ne peut conduire à une baisse de niveau inférieure à +5,20 m, élévation des casses-siphons, ce qui conduit à maintenir une hauteur d'eau de plus de 3,20 m au-dessus du cœur. Dans ce cas, si aucun appoint d'eau n'est réalisé, le délai avant découverture des éléments combustibles du cœur est évalué à plus de 70 jours.

Ce délai permet de mettre en œuvre les appoints d'eau nécessaires pour repousser le risque d'effet falaise et maintenir une protection biologique suffisante.

6.5.2. Actions extérieures prévues

Les actions extérieures prévues sont celles décrites au § 6.4.1.2, à savoir la mise en œuvre des moyens existants pour la réalisation d'un appoint d'eau ne nécessitant pas la disponibilité d'une source électrique. Il subsiste donc deux possibilités, qui sont la mise en œuvre de l'appoint de secours depuis le poste de repli ou le déploiement des moyens de secours mobiles du centre.

6.5.3. Dispositions envisagées pour renforcer la robustesse de l'installation

Une réflexion sera menée pour décrire une procédure précisant la conduite à tenir en cas de baisse du niveau d'eau de la piscine afin de considérer le cas pénalisant du cumul des aléas (perte totale d'alimentation électrique, impossibilité de réaliser des appoints d'eau, fuite sur un circuit connecté à la piscine ou au canal de transfert).

En cas de perte totale de longue durée des alimentations électriques, le déploiement d'un groupe électrogène d'ultime secours doit être envisagé pour réalimenter les matériels permettant d'assurer la surveillance de l'installation en état sûr au-delà du temps de déchargement des batteries de secours. Les dispositions mises en place pour les situations liées au séisme seraient alors utilisées.

En cas d'indisponibilité de l'appoint de secours au poste de repli (par exemple, indisponibilité du réseau d'eau de ville), la canalisation d'appoint de secours ou le branchement sur une traversée de l'enceinte pourra permettre de réaliser des appoints d'eau extérieure, par la mise en œuvre des moyens mobiles adaptés cités au § 6.4.1.2.

7. Gestion des accidents graves

7.1. Mesures de gestion des accidents en vigueur

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 puis diffuser l'information vers les pouvoirs publics nationaux, les médias et 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. Le plan d'urgence interne du centre de Saclay

Le plan d'urgence interne (PUI) est le recueil des dispositions qui doivent être prises dans le centre en cas d'accident dont les conséquences nécessitent l'application de mesures dépassant le cadre d'action du responsable de l'installation accidentée. Le PUI complète donc les consignes et les dispositions d'urgence de chaque installation en cas d'accident important survenu ou menaçant l'installation. Ces dispositions visent à circonscrire le sinistre, à mettre l'installation dans un état sûr, à secourir et à protéger les personnes et l'environnement, à évaluer les conséquences et l'évolution du sinistre, à informer le personnel, les autorités, les élus locaux...

Pour ce faire, le Centre de Saclay décrit dans son PUI l'organisation mise en place sur son site en cas d'accident et présente les documents opérationnels indispensables à la mise en œuvre et à la gestion des moyens utilisables en cas de crise. A cet égard, ce document :

- identifie tous les moyens matériels et humains (propres au Centre de Saclay ou extérieurs à celui-ci, mobilisés par le biais de conventions par exemple) pouvant être mis en œuvre pour assurer le bon déroulement du PUI,
- définit les tâches et les responsabilités en cas de crise et leur répartition en termes de fonctions dans le cadre du PUI et décrit le regroupement de ces fonctions en termes de postes de commandement,
- traduit les missions associées à chacune de ces fonctions en termes d'actions à effectuer et les regroupe dans des fiches réflexes établies en vue de recenser, de façon chronologique ou par ordre d'importance, les opérations à déclencher de manière systématique pour faire fonctionner le plus efficacement possible l'organisation mise en place,
- présente les messages types destinés à recueillir l'information et à la véhiculer au sein de

- l'organisation de crise, tant locale que nationale,
- décrit ce que l'exploitant met en œuvre en matière de formation et d'exercices PUI et également d'entretien des matériels nécessaires au PUI,
- décrit les responsabilités de l'exploitant en matière d'information des médias et des populations autour du Centre de Saclay,
- indique les méthodes et les moyens pour, après la mise en œuvre du PUI, exploiter les documents émis pendant la crise, faire un compte-rendu, le diffuser et en tirer les enseignements,
- recense les moyens de télécommunication du Centre de Saclay utilisables en situation de crise et décrit les liaisons internes ou externes ; recense dans les annuaires de crise, les coordonnées nécessaires pour diffuser l'alerte et dialoguer, aussi bien à l'intérieur du Centre de Saclay qu'avec l'extérieur, avec les différents partenaires de l'organisation de crise,
- résume les dispositions prévues dans le but d'informer le personnel travaillant sur le Centre de Saclay et présente les actions que chacun aurait à effectuer en cas d'alerte PUI.

Les situations accidentelles envisagées sont celles qui sont susceptibles de créer une situation dépassant la capacité de l'installation à gérer seule ces événements.

Ces accidents types entrent dans l'une des 2 catégories suivantes :

- accidents sans caractère radiologique ni toxique (PUI conventionnel),
- accidents à caractère radiologique et/ou toxique dont les conséquences sont limitées ou non au site (PUI radiologique et/ou toxique).

L'organisation de crise s'appuie sur des compétences disponibles via des astreintes à domicile ou des permanences, notamment au sein des unités listées ci-dessous. Ces compétences étant identifiées, l'organisation dispose du personnel nécessaire, en nombre et compétences, en permanence, y compris lors des périodes de fermeture du Centre, notamment :

- de la formation locale de sécurité (FLS), gardiennage, secours (incendie, inondation, explosion, accident corporel) ;
- du service de santé du travail (SST), soins d'urgence, décontamination externe et interne, tri des blessés, mise en condition des blessés graves pour évacuation vers les hôpitaux ;
- du laboratoire d'analyses de biologie médicale (LABM), examens biologiques, radio toxicologiques, anthropogammamétries ;
- du service de protection contre les rayonnements (SPR), surveillance radiologique du personnel, des installations, de l'environnement ;
- de la cellule de contrôle de la sécurité des INB et des matières nucléaires (CCSIMN), analyses de sûreté en liaison avec le centre de crise de l'IRSN (CTC) et l'équipe technique de crise du CEA (ETCC) ;
- de la cellule qualité, sécurité et environnement (CQSE), prise en charge des problèmes de sécurité classique, assistance aux unités d'intervention ;
- des unités de soutien technique (UST), moyens logistiques : transport, distribution des fluides, téléphone et fax, intendance, renforts en personnel ;
- du service d'assainissement et de gestion des déchets (SAGD), décontamination, fourniture de masques.

En cas d'accident à cinétique rapide, le directeur du centre a la possibilité de déclencher le PPI en phase réflexe et peut faire fonctionner la sirène du centre ainsi que celles des communes concernées, soit de façon globale, soit de façon sélective. Dans cette situation, la direction du centre donne l'alerte en téléphonant aux maires des communes de Saclay, Saint-Aubin, Villiers-le-Bâcle et de Gif-sur-Yvette. Cette alerte est confirmée par fax. Le préfet et le centre de coordination en cas de crise du CEA (CCC) en reçoivent une copie. L'ASN est prévenue dès le déclenchement du PUI.

Le centre CEA de Saclay dispose d'un automate d'appel destiné à prévenir les populations présentes à l'intérieur du rayon du PPI (2,5 km centré sur le château d'eau du centre CEA de Saclay), c'est-à-dire, selon l'heure, les résidents, les personnes qui y travaillent, et, dans la mesure du possible, celles qui y transitent.

Le risque d'isolement du centre de Saclay de tout soutien extérieur n'est pas susceptible d'entraîner de conséquences sur la sûreté de l'INB 101, l'équipe de quart présente devant attendre l'arrivée de ses remplaçants, et pouvant s'appuyer sur le personnel habilité présent dans l'installation, avant de mettre le réacteur à l'arrêt.

La définition des priorités de mise en œuvre des moyens du Centre est réalisée au PC Direction Local (PCDL) en fonction des agressions et des installations touchées. D'éventuelles orientations pourront ressortir des évaluations complémentaires de sûreté des différentes INB du centre CEA de Saclay et de l'examen des besoins d'autres installations et des moyens disponibles.

7.1.2. Le plan d'engagement opérationnel du centre de Saclay

En cas d'incident sur le CEA Saclay, l'organisation des secours mise en place par les services concernés (FLS, SPR et SST) est décrite dans le plan d'engagement opérationnel (PEO). Ce plan a pour objectif de répondre aux besoins de coordination des actions et de définition des interfaces entre ces trois services en cas d'interventions communes. Il répond également aux exigences réglementaires ainsi qu'à l'intégration des équipes CEA au sein des équipes extérieures au site lors de la prise de commandement par ces dernières.

Le PEO est mis en œuvre pour tout déclenchement du PUI mais peut l'être également pour tout incident mettant en jeu un risque radiologique, chimique ou biologique nécessitant l'intervention de plusieurs services de sécurité, qu'il ait provoqué des victimes ou non. Son principe repose sur une organisation géographique et un enchaînement chronologique des opérations qui met en œuvre les moyens d'intervention du centre. Cette organisation géographique s'appuie sur trois zones contigües en périphérie de l'installation sinistrée communiquant entre elles par l'intermédiaire de points d'entrée et de sas de sortie dont les emplacements ont été prédéfinis pour toutes les INB selon quatre secteurs de vent de 90°.

- La zone d'exclusion (ZE), la plus proche du sinistre, est considérée a priori comme zone contaminée ou susceptible de l'être. Son accès en est réservé aux seules équipes d'intervention ;
- La zone contrôlée (ZC), à ne pas confondre avec celle du zonage radiologique, est définie comme une zone tampon entre la zone d'exclusion et la zone de soutien. Elle regroupe les moyens nécessaires aux premiers traitements des victimes et à la décontamination des personnes et du matériel. Cette zone est considérée comme douteuse vis-à-vis de la contamination ;
- Enfin, la zone de soutien (ZS) regroupe les moyens de renfort et de commandement ainsi que le ou les postes médicaux avancés. Elle est considérée comme propre vis-à-vis du risque radiologique.

La mise en préavis pour décider ou confirmer le déclenchement et l'engagement des moyens du PEO est réalisée par les premiers intervenants et analysée par les PC FLS ou SPR.

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 aux activités de son poste de travail ;
- la formation spécifique et obligatoire pour avoir l'accès à certains postes (chef d'installation, ingénieur de sécurité d'installation) ;
- la formation spécifique pour certains postes de conduite (formation par compagnonnage pour les agents de service continu, conducteur de pile).

Les interventions lors d'incidents mineurs constituent, pour le SST, le SPR et la FLS, des entraînements à l'emploi du matériel et aux techniques utilisées dans le cas d'incident plus important.

En complément, des séances de formation et des exercices sont organisés dans chaque unité pour maintenir les équipes au niveau nécessaire pour une action rapide et efficace.

Des réunions d'information et des séances de formation sont organisées concernant les plans d'urgence et la communication en cas de crise.

Des exercices annuels sont effectués dans chacune des installations du centre CEA de Saclay. Le thème est choisi par le chef d'installation en liaison avec la FLS (il appartient au chef d'installation de décider du caractère inopiné ou non de l'exercice). Ces exercices permettent d'entraîner les membres de

l'équipe locale de premier secours (ELPS) à leurs différentes missions, de donner à l'ensemble du personnel des réflexes satisfaisants, de valider la diffusion intérieure et extérieure de l'alerte, de vérifier la coordination des actions.

Ils mettent en œuvre le plus souvent les moyens de la FLS et, plus ponctuellement les moyens du SST et du SPR. Ils sont complétés par des séances d'instruction organisées par la FLS au cours desquelles sont rappelées les règles en matière de prévention des principaux risques, le maniement des extincteurs et les gestes à accomplir en configuration d'accident.

Des exercices généraux font intervenir, en plus du personnel d'une ou plusieurs installations supposées sinistrées, l'organisation de commandement du centre et mettent en œuvre les moyens des services d'intervention. Ils ont pour but de vérifier l'application des instructions et consignes dans le cadre du plan d'urgence interne du centre et en particulier la bonne diffusion des ordres à tous les secteurs concernés, la mise en sécurité des installations, la mise en place des moyens de contrôle du personnel provenant des installations évacuées, le fonctionnement de la communication interne et externe.

Le personnel ORPHEE est formé annuellement à l'utilisation des moyens de premiers secours.

L'ELPS est constituée de la totalité des équipes de quart, ingénieurs de fonctionnement et chefs des différents groupes techniques (ou leur adjoint en cas d'absence) ainsi que des secouristes de l'installation.

Ces agents sont formés annuellement sur le rôle de l'ELPS, notamment :

- la manière de passer les alarmes et les différents messages d'urgence (Rassemblement, évacuation, etc...),
- la mise en sûreté et en sécurité de l'installation afin de préparer et faciliter l'intervention de la FLS,
- l'accueil et le guidage des équipes de la FLS vers le lieu du sinistre en appliquant les fiches réflexes,
- le rassemblement et le recensement du personnel présent dans l'installation au point de regroupement en attente d'une éventuelle évacuation,
- la manière d'identifier les risques en priorité dans les locaux à forts risques (secteurs feu et les nouveaux matériels installés au cours de l'année),
- la sensibilisation aux Dispositions d'urgence internes à l'installation (DUI),
- l'application du PEO du centre CEA de Saclay,
- l'application du PUI du centre CEA de Saclay,
- l'utilisation du Plan d'Intervention (PI),
- le poste de repli,
- les consignes incendie et ventilation,
- les nouvelles consignes à appliquer.

On vérifie la connaissance des locaux et des mesures de prévention par le personnel en l'entraînant régulièrement par l'intermédiaire d'exercices incendie semestriels dont le retour d'expérience (recueilli lors de débriefings) est réintégré au niveau de la formation.

7.1.4. Les conventions et relations avec l'extérieur

Les relations entre les divers organismes impliqués dans la gestion de crise sont gérées au travers de protocoles et de conventions notamment un protocole entre le CEA, l'ASN (anciennement DGSNR) et l'IRSN, relatif à l'organisation mise en place en cas d'incident ou d'accident affectant une Installation Nucléaire de Base dont l'exploitant est le CEA, et une convention particulière, entre les mêmes acteurs, relative aux relations entre les équipes techniques de crise en cas d'incident ou d'accident affectant une Installation Nucléaire de base dont l'exploitant est le CEA.

Par ailleurs, pour répondre avec toute l'efficacité souhaitable aux besoins résultant d'une situation de crise, des conventions d'assistance mutuelle ont été signées entre le CEA Saclay et les centres CEA de Fontenay-aux-Roses et de Bruyères-le-Châtel, mais aussi le Service Départemental d'Incendie et de Secours de l'Essonne (SDIS 91) pour définir la mise à disposition de ressources humaines et en matériel de nature à renforcer le dispositif du PUI ou faciliter la relève des équipes déjà engagées dans la gestion de la situation de crise.

Au même titre, un protocole d'accord entre le CEA Saclay et le Service de santé des armées précise les modalités de l'organisation relative à la prise en charge des victimes et aux transports sanitaires associés.

Le service de santé au travail du centre de Saclay entretient des relations suivies avec le SAMU, qui

serait associé à toute gestion de crise impliquant des victimes.

Enfin, un autre protocole d'accord a été mis en place avec le service météorologique interrégional Île-de-France pour préciser les actions en matière d'observation, de prévision et d'information météorologique. Le CEA est partie prenante, au même titre que EDF et AREVA, du groupement d'intérêt économique « INTervention Robotique sur Accident » (GIE INTRA). Cette équipe de professionnels peut intervenir sur toute installation nucléaire accidentée en France dans des délais courts et mettre en œuvre des moyens robotisés.

La Commission locale d'information (CLI) des Installations nucléaires de base du plateau de Saclay est généralement associée aux diverses démarches entreprises au titre de la gestion de crise. Elle a entre autres été consultée pour la validation de la plaquette d'information PPI diffusée lors de la distribution préventive des comprimés d'iode stable. Elle participe également aux différents exercices nationaux par le biais d'observateurs présents aussi bien sur le terrain qu'au PCDL du CEA Saclay ou au PCO de la préfecture.

7.1.5. Les moyens disponibles

La FLS dispose de matériels et véhicules spécialisés pour accomplir ses différentes missions de sécurité :

- Véhicules de liaison équipés de moyens de diffusion d'ordre et de moyens de transmissions,
- Véhicules de Secours et d'Assistance aux Victimes
- Fourgons pompe tonne,
- Camion Dévidoir Mousse,
- Motopompes remorquables,
- Cellule mobile d'intervention chimique,
- Véhicule d'interventions diverses,
- Véhicule toute utilité,
- Groupe électrogène remorquable,
- Groupes électrogènes portatifs,
- Fourgon technique,
- Divers matériels et équipements spécialisés (ventilation éclairage, épuisement, assèchement, balisage, forçement et désincarcération).

En cas de feu dans une installation, deux engins-pompe du centre, dont un 2000 L / 15 bars, sont dépêchés sur les lieux, autorisant la disponibilité immédiate de trois binômes. De plus, l'engagement d'engins-pompe sur feu avéré en INB provoque systématiquement l'activation de la convention avec le SDIS de l'Essonne qui renforce les moyens du centre conformément au Plan d'Etablissement Répertoire (ETARE).

Les réseaux et moyens de communication décrits ci-après sont, hormis les lignes téléphoniques ordinaires, pour la plupart auto-surveillés et contrôlés périodiquement par la FLS.

Moyens de communication entre PC/FLS et INB 101

- Lignes téléphoniques "ordinaires" sur Autocom CEA,
- Téléphones de Sécurité (indépendants du réseau téléphonique),
- Réseau radio,
- Réseau de Diffusion d'Ordres.

Moyens de communication entre PCDL et INB 101

- Lignes téléphoniques Autocom CEA et hors-autocom,
- Interphones indépendants du réseau téléphonique.

Moyens de communication PC/FLS à Extérieur

- Lignes téléphoniques "ordinaires" sur Autocom CEA et hors-autocom,
- Lignes directes avec Pompiers (CDAU Corbeil) et Gendarmerie (CORG Evry),
- Réseau protégé.

Moyens de communication PCDL à Extérieur

- Lignes téléphoniques "ordinaires" sur Autocom CEA et hors-autocom,
- Téléphone satellitaire,

- Réseaux protégés.

7.1.6. Organisation de l'INB 101 en situation accidentelle

Au niveau de l'INB 101, un document intitulé « Dispositions d'Urgence » (DU) précise l'organisation et les actions à réaliser pour rejoindre et maintenir un état sûr des installations et protéger les travailleurs, les populations et l'environnement.

7.1.6.1. Chef d'installation

Le responsable de l'INB est le chef d'installation ou, en son absence, son suppléant. Une liste de succession a été établie pour la situation d'absence de ces deux personnes. En dehors des heures ouvrables, l'ingénieur de fonctionnement (astreinte) représente le chef d'installation.

7.1.6.2. Equipe de conduite

Le chef de quart prend, en tout temps, les mesures immédiates nécessitées par le maintien en état sûr de l'installation tant au point de vue de la sécurité classique que de la sécurité nucléaire. En cas de nécessité, il informe l'ingénieur de fonctionnement et il active le Poste de Commandement Local (PCL).

Dès que possible, il rend compte au chef d'installation ou à son suppléant.

En cas d'arrêt de longue durée, avec suppression de l'équipe de quart, le personnel de permanence agit à la place du chef de quart pour les mesures initiales indispensables et la mise en alerte. Il faut remarquer que, dans ce cas-là, le réacteur est déjà à l'arrêt et en position sûre.

7.1.6.3. ELPS

L'ELPS interne à l'installation intervient à la demande du chef de quart, du chef d'installation ou du PC Local. L'ELPS est placée sous l'autorité du chef de quart ou du responsable de la PMS en période d'arrêt. L'ELPS est constituée en premier lieu par l'équipe de quart, complétée pendant les heures ouvrables par des membres ELPS externes à l'équipe de quart et éventuellement des agents SPR/SRP de l'installation.

Ce groupe comprend des personnes figurant sur la liste d'exposition d'urgence et plusieurs secouristes qui supervisent les différentes zones de l'INB 101.

L'ELPS :

- facilite, canalise et contrôle les évacuations,
- porte assistance aux blessés,
- comptabilise le personnel et effectue un bilan humain de l'accident,
- prépare l'arrivée des secours extérieurs (équipes FLS envoyées par le PC Sécurité - Poste Médical Avancé mis en place par le Service de Santé du Travail – équipes du SPR en liaison avec le PC-SPR).

En dehors des heures ouvrables et notamment en période de surveillance en PMS (permanences pour motif de sécurité), l'ELPS est réduite à 2 agents ORPHEE + 1 agent SPR (agent SPR de permanence).

7.1.6.4. Poste de Commandement Local

Le Poste de Commandement Local (PCL) est placé sous la responsabilité du chef de quart. En concertation avec l'ingénieur de fonctionnement et le chef d'installation :

- Il coordonne l'action des intervenants,
- Il assure les liaisons avec le PC-FLS et le PC-SPR (présence d'un représentant du SPR et liaison avec un représentant FLS, Commandant les Opérations Internes),
- Il analyse la situation et fournit à la Direction du Centre les informations utiles à un éventuel déclenchement du PUI,
- Il provoque les demandes de renfort,
- Il donne au personnel les informations qu'il juge nécessaires sur l'évolution de la situation,
- Il indique, en cas d'évacuation du bâtiment, le lieu de regroupement en fonction du sens des vents.

Le PCL est normalement situé dans le bâtiment 541 en salle de conduite. Ce local dispose en effet de deux lignes téléphoniques, du réseau de diffusion d'ordre, d'un téléphone de sécurité à proximité (salle

des électroniques), d'un télécopieur et d'une ligne directe vers le local technique de crise. Etant placé dans l'INB 101, il est parfaitement accessible.

La gestion de crise au niveau de l'INB 101 est réalisée à partir de ce poste tant que la situation radiologique permet la présence de personnel en salle de conduite. Le personnel concerné par la gestion de crise, notamment au PCL, a une connaissance approfondie de l'installation et est entraîné au cours des exercices conduits au sein de l'installation ou en liaison avec le centre.

Le PCL est gréé à la demande du chef de quart ou de l'ingénieur de fonctionnement qui informe le P.C. sécurité de la FLS.

Le PCL est composé :

- du chef d'installation ou de son suppléant,
- de l'ingénieur sécurité de l'installation ou suppléants,
- de l'ingénieur de fonctionnement qui assure la liaison avec le PCDL,
- d'un agent FLS (mandaté par le chef de la FLS),
- d'un agent SPR (ingénieur responsable du groupe local),
- éventuellement d'un agent du SST.

Le chef d'installation (ou son suppléant) envoie un représentant de l'installation auprès de l'ETC-L du PCD-L, choisi dans la liste de succession de l'installation.

7.1.7. Poste de repli

7.1.7.1. Généralités

Le poste de repli regroupe les informations et les moyens d'action qui permettent de s'assurer que le réacteur est dans un état sûr, éventuellement de le mettre et de le maintenir dans cet état. Il permet :

- de maintenir le réacteur en arrêt sûr,
- de dégonfler l'enceinte de confinement,
- de surveiller certains paramètres (voir informations disponibles au § 7.1.7.2).

Dans certains cas incidentels, il peut être nécessaire d'évacuer la salle de conduite du réacteur : incendie locaux électriques, incident important de réactivité (fusion complète du cœur sous eau, fusion à l'air d'un élément, etc.), agression externe. En cas d'incident ou d'accident ayant nécessité l'évacuation de la salle de conduite, deux personnes de l'équipe de quart, accompagnées du chef d'installation ou de son représentant, continuent à surveiller le réacteur à partir du poste de repli.

Le poste de repli a été implanté dans un bâtiment du CEA Saclay (bâtiment 607) situé 350 m à l'Ouest de l'INB 101 dans la direction opposée des vents dominants avec :

- possibilité de séjour dans les cas où le séjour en salle de conduite est impossible,
- possibilité d'accès aux principales actions (dont l'arrêt d'urgence) et surveillance de l'état sûr du réacteur.

A la suite d'une évacuation de la salle de conduite, le poste de repli abriterait le PCL tel que défini dans le PUI du centre. Il est aisément accessible depuis l'INB.

Le poste de repli regroupe les informations et les moyens d'action qui permettent de s'assurer que le réacteur est dans un état sûr, éventuellement de le mettre, et de le maintenir dans cet état.

Il est équipé d'une ventilation permettant de le maintenir en surpression (>10 mm CE) et d'une filtration de l'air de soufflage (PAI et THE).

7.1.7.2. Fonctions à assurer au poste de repli

Communication en situation de crise

L'unique correspondant du PCL durant l'incident est l'Equipe Technique de Crise du PCDL.

Les moyens de communication à disposition au poste de repli sont :

- Une liaison directe avec le PCDL (interphone),
- Un téléphone (ligne interne CEA et externe) et un fax,
- Un généphone en liaison directe avec la salle de conduite,
- Un téléphone de sécurité.

Utilisation du poste de repli

En cas d'accident ayant nécessité l'évacuation de la salle de conduite, deux agents de l'équipe de quart continuent à surveiller le réacteur à partir du poste de repli.

- Ils s'assurent de la mise à l'arrêt sûr du réacteur : au moins trois barres de commande sont en

butée mécanique basse et les clapets de convection naturelle sont ouverts. Eventuellement ils provoquent cette mise à l'arrêt.

- Ils s'assurent du non dénoyage du cœur par une surveillance des niveaux d'eau de la piscine et du canal de transfert ainsi qu'une surveillance éventuelle du niveau d'eau dans l'espace annulaire.
- Ils s'assurent du confinement de l'enceinte de confinement du réacteur par la surveillance des mesures de pression dans l'enceinte et dans le caisson de reprise des fuites.

En cas d'accident radioactif dans le hall du réacteur et en particulier si le troisième seuil du système de radioprotection est atteint ou dépassé :

- ils s'assurent de la fermeture des clapets de la 3^{ème} barrière et de la mise en service de la ventilation de sauvegarde,
- ils arrêtent la ventilation de la salle de conduite,
- ils préviennent le Chef d'installation ou son représentant et les autorités du Centre (via le P.C. sécurité de la F.L.S.), qui sont habilités à déclencher le PUI, voire le PPI réflexe. Ils agissent éventuellement sur les commandes manuelles de la ventilation de sauvegarde, sur demande des autorités hiérarchiques,
- ils surveillent les paramètres cités ci-dessus et les mesures d'activité γ margelle et cheminée (chaînes radioprotection faible sensibilité du poste de repli),
- en cas de surpression dans l'enceinte de confinement du réacteur, et après concertation avec le SPR et sur ordre du P.C. d'installation, ils agissent sur les commandes des clapets du circuit de dégonflage de l'enceinte étanche pour réduire progressivement cette surpression à une valeur inférieure à la pression atmosphérique et compatible avec les possibilités de rejet,
- ils notent sur le cahier du poste de repli, la chronologie des événements, les valeurs des paramètres et les actions correctives effectuées pour assurer le refroidissement du cœur du réacteur et le confinement de la radioactivité. L'évolution des paramètres du réacteur est suivie dans les feuilles de relevés figurant dans les "dispositions d'urgence de l'INB 101".

Mesures de surveillance et informations disponibles

- Informations
 - position basse des barres de commande
 - position fermée des vannes VAT de confinement
 - position fermée des clapets du circuit de soufflage, du circuit d'extraction active et du circuit d'extraction non-active
 - seuil max. (60°C) de la température piscine
 - seuil haut + 10 m - espace annulaire de la piscine
 - seuil bas + 8 m - espace annulaire de la piscine
 - seuil haut + 10 m - niveau canal
 - seuil bas + 8 m - niveau canal
 - seuil haut + 10 m - niveau piscine
 - seuil bas + 8 m - niveau piscine
 - états « pas ouvert » et « ouvert » des clapets de convection naturelle
 - états « fermé » et « ouvert » des clapets VR 007 et 008 VA
 - présences de la tension sur BT 010 et 011 TB
 - arrêt et marche des extracteurs VR 007 et 008 ZV
 - défaut source 48 V =
 - défaut source 220 V ~
 - défaut source 24 V =
 - défaut contrôle sous-tranches
 - défaut fusibles de la signalisation des sous-tranches
 - défaut onduleur
 - défaut fusibles de la batterie
- Voyants d'état associés aux commandes
 - position « complètement ouverte » des volets VR 015 et 16 VR
 - position « complètement fermée » des volets VR 015 et 16 VR

7.1.7.3. Actions possibles depuis le poste de repli

Les commandes disponibles depuis le poste de repli permettent :

- le pilotage du circuit d'appoint d'eau de secours,
- la commande de la ventilation de sauvegarde et des clapets de dépressurisation,
- l'arrêt automatique du réacteur.

Le poste de repli est équipé d'un moyen de visualisation de type superviseur (console déportée du Traitement Centralisé des Informations ou TCI), permettant une surveillance des mesures et doté d'une interface homme machine identique à celle de la salle de conduite. La quasi-totalité des mesures analogiques et TOR de l'installation sont reportées au TCI. Les mesures radiologiques du TCR (Tableau de Contrôle des Rayonnements) ne sont pas reportées au poste de repli mais 2 mesures de radioprotection gamma faible sensibilité sont disponibles au poste de repli en cas d'accident à caractère radiologique.

Le TCI est un système de fabrication courante. Bien que sa fiabilité soit satisfaisante, les exigences spécifiées pour ce système ne permettent pas de garantir son intégrité et sa disponibilité en situation incidentelle ou accidentelle.

7.1.7.4. Fonction de sûreté : criticité

Les informations de position basse des barres de commande sont disponibles au poste de repli. Des essais périodiques à chaque démarrage du réacteur et annuels permettent de confirmer leur bon fonctionnement.

7.1.7.5. Fonction de sûreté : refroidissement

Le niveau d'eau de la piscine du réacteur est fourni par deux capteurs du type « boules à contact » niveau +10 m et +8 m sur chacune des voies (soit 4 capteurs). Il existe aussi deux capteurs de pression par voie permettant d'informer sur la présence éventuelle d'eau dans le vide annulaire et sur la colonne d'eau piscine après perte d'étanchéité du vide annulaire. Ces capteurs redondants sont alimentés depuis le poste de repli.

Le circuit d'appoint d'eau de secours par le réseau d'eau de ville du centre de Saclay permet à raison d'un débit de 13 m³/h d'assurer le remplissage de la piscine et de compenser l'évaporation de l'eau.

Une garde d'eau (siphon) de 1,50 m d'eau dans l'enceinte réacteur sous le niveau 0 m est installée (zone dans laquelle on considère qu'un accident de dimensionnement ne pourrait pas endommager cette installation).

Un contrôle visuel de cette garde d'eau ainsi que de la pression dans le circuit d'appoint (mini > 2 bars) est effectué périodiquement.

7.1.7.6. Fonction de sûreté : confinement

Lorsque la décision d'évacuer la salle de conduite est prise, il y a confinement de l'installation et mise en service de la ventilation de sauvegarde.

Depuis le poste de repli, on peut commander la ventilation de sauvegarde et les clapets de dépressurisation de l'enceinte. Est aussi disponible le report des informations d'état des clapets en position fermée des différents circuits de soufflage et d'extraction (active et non active) mais il n'y a pas d'action possible depuis le poste de repli.

7.1.7.7. Mesures de radioprotection

Les chaînes de radioprotection gamma faible sensibilité donneraient une information en cas d'accident à caractère radiologique.

Après analyse des incidents susceptibles d'entraîner l'utilisation de la salle de repli, il apparaît que l'évacuation de la salle de conduite s'effectue toujours après chute des barres et confinement. Avant de quitter la salle de conduite, l'équipe de conduite s'assure que les barres sont en position basse, que les circuits de réfrigération sont à l'arrêt et que le bâtiment réacteur est en confinement.

Les volumes d'eau du réacteur ORPHEE permettent une évacuation correcte de la puissance résiduelle par convection naturelle sans aucune intervention pendant des durées de plusieurs mois (voir paragraphe échauffement de la piscine).

7.1.7.8. Commandes de la ventilation de sauvegarde

Les commandes de la ventilation de sauvegarde du poste de repli permettent d'agir sur :

- l'extraction (marche ou arrêt d'un extracteur) dans le caisson de reprise des fuites,
- le dégonflage de l'enceinte,
- la mise en service ou l'arrêt de la ventilation de sauvegarde.

7.1.8. Influence d'autres installations sur la gestion de crise dans l'INB 101

7.1.8.1. Environnement industriel

Le développement général des activités à l'ouest de Paris concerne le plateau de Saclay et ses environs. On assiste à des implantations importantes de zones industrielles (entrepôts, petites usines), de centres d'études, de grandes écoles, de centres commerciaux.

Dans un rayon de 2 km :

- Des entreprises : OMNIPLAN, RAZEL.
- Des zones technologiques et industrielles :
 - le domaine technologique de Saclay,
 - l'espace technologique de Saint Aubin,
 - le parc technologique Les Algorithmes,
 - SOLEIL,
- Dans une couronne comprise entre 2 et 2,5 km :
 - Une partie des installations du Centre DGA/Essais Propulseurs
 - Des organismes universitaires ou de recherche :
 - Ecole Supérieure d'Electricité (SUPELEC),
 - Institut Universitaire de Technologie (IUT) du Moulon,
 - Centre Technique des Industries Aéronautiques et Techniques (CETIAT),
 - Centre National d'Etudes et de Formation de la Police Nationale,
 - Quelques locaux de la Faculté des Sciences.
- Dans une couronne comprise entre 2,5 et 5 km, les principales installations sont :
 - l'aérodrome de Toussus le Noble et sa zone d'activités,
 - la zone d'activités de Buc (entrepôts, petites industries),
 - le Centre National de la Recherche Zoologique (CNRZ) à Jouy en Josas,
 - l'Ecole Polytechnique du haut de Palaiseau,
 - le CNRS à Gif sur Yvette,
 - les Laboratoires Thomson-CSF à Corbeville-Orsay,
 - le centre de recherche de Danone,
 - IONISOS à Corbeville,
 - THALES
 - l'université d'Orsay (abritant notamment le Laboratoire pour l'Utilisation du Rayonnement Electromagnétique (LURE : INB n°106)).

Ces installations ainsi que certaines installations industrielles, médicales ou scientifiques, implantées dans la région parisienne, notamment certains laboratoires de la faculté d'Orsay, l'Institut National de la Recherche Agronomique (INRA) à Jouy-en-Josas ou le Centre National de la Recherche Scientifique (CNRS) à Gif-sur-Yvette sont susceptibles d'effectuer des rejets radioactifs atmosphériques ou liquides.

Enfin, des installations nucléaires, dans l'environnement proche du Centre du CEA/Saclay sont susceptibles d'effectuer des rejets atmosphériques ou liquides. Ce sont les centres CEA de Fontenay-aux-Roses (à environ 13 km) et de Bruyères-le-Châtel (à environ 16 km).

7.1.8.2. Risques potentiels

Dépôts de carburant : le seul dépôt important, à plus de 2 km, est celui du Centre d'Essais des Propulseurs (7 000 m³ répartis en une dizaine de réservoirs non enterrés). Etant trop éloigné, il ne peut pas présenter de risque pour la sûreté des installations du centre CEA de Saclay.

Conduite de gaz : une canalisation de gaz naturel longe la clôture sud-est du centre le long de la N 306 et la clôture Nord le long du D 36. Cette canalisation est enterrée à 1 m de profondeur. Son diamètre nominal est de 150 mm pour la partie sud-est et 100 mm pour la partie Nord. Le risque le plus important est la perforation de la canalisation avec inflammation, selon un processus d'explosion, du jet de gaz rejeté à l'atmosphère, sur le lieu même de l'accident. La valeur de la distance de sécurité conduisant à

une surpression de 20 mbar sur les bâtiments est de 232 m, valeur inférieure à la distance minimale de la canalisation. L'onde incidente sur l'INB 101 serait de l'ordre de 15 mbar, sans risque pour l'installation. Ceci a été confirmé dans le cadre du deuxième réexamen de sûreté

7.1.8.3. Voies de communication

7.1.8.3.1. Caractéristiques du trafic terrestre

Les voies routières nord - sud

- La RN118, à 2 x 2 voies, est l'axe de circulation le plus important qui traverse le plateau de Saclay. Son trafic est de l'ordre de 70 000 véhicules/jour entre Saclay et Bièvres.
- Les RN446 et RN306, à 2 voies, se croisent au rond-point du Christ de Saclay et relient Gif-sur-Yvette à Jouy-en-Josas. Ces voies supportent un trafic de 10 000 véhicules/jour pour la RN 306 et de 9 000 véhicules/jour pour la RN 446.

Les voies routières est - ouest

- La RD36 (à 2 voies) traverse d'est en ouest le plateau en permettant de desservir Vauhallan (par la RD60), Saclay, Saint-Aubin, Villiers-le-Bâcle et Châteaufort. Son trafic est de l'ordre de 18 000 véhicules/jour.

Les voies ferrées les plus proches sont :

- la ligne B du RER, Roissy en France - Saint-Rémy-lès-Chevreuse qui suit la vallée de l'Yvette,
- la ligne SNCF Versailles - Juvisy qui suit la vallée de la Bièvre.

7.1.8.3.2. Risques liés au trafic routier

Ces risques sont dus à la fréquentation des portions de routes avoisinant le Centre par des transports de produits dangereux. Une partie du trafic de camions concerne le fonctionnement propre du CEA Saclay qui en est soit le point d'arrivée, soit le point de départ.

Les principaux transports de produits dangereux recensés sont notamment ceux accédant au Centre lui-même :

- transports de matières radioactives :
 - solides :
 - 400 transports de gros châteaux par an,
 - liquides :
 - 30 transports vers l'extérieur du Centre,
 - 70 transports vers l'intérieur du Centre,
 - 250 transports à l'intérieur ;
- transports de produits chimiques, représentant environ cinq tonnes de produits par an.
- transports d'hydrocarbure : la caractérisation des ondes de surpression incidente (amplitude, forme et durée de l'onde) de l'explosion externe d'hydrocarbures, survenant après un accident impliquant un transport routier d'hydrocarbures circulant sur la RN 306 ou la RD 36, a été effectuée lors du deuxième réexamen de sûreté.

On retient que :

- L'exploitation des résultats de cette caractérisation,
- les évaluations de la probabilité de dépassement d'une surpression incidente de 40 mbar sur les structures des bâtiments de l'INB 101 et ses installations annexes, en champ libre, ou survenant à l'intérieur d'une zone encombrée/confinée, après dérive du nuage inflammable,
- la caractérisation des ondes de surpression réfléchiée à chacune des faces des locaux de l'INB 101,
- l'étude de l'intégrité mécanique des bâtiments de l'INB 101 sous explosion externe effectuée par le laboratoire DM2S/SEMT/DYN,

permettent de préciser les points suivants :

- 1) Le comportement global du bâtiment réacteur (BR) sous explosion est assimilable à celui qu'il aurait sous un séisme de 0,02 g, soit 5 fois plus faible que celui forfaitairement retenu pour la région parisienne.
- 2) Le comportement global du bâtiment eau lourde (BEL) sous explosion est assimilable à celui qu'il aurait sous le séisme de 0,1 g forfaitairement retenu pour la région parisienne ; il est donc acceptable.

- 3) Les flexions locales de la coupole et de la jupe du BR, susceptibles d'être engendrées par l'explosion, sont sans conséquence car restant dans le domaine élastique du béton armé étant donné son taux de ferrailage important.
- 4) Les flexions locales des voiles du BEL engendrées par l'explosion sortent du domaine élastique du béton armé vu le moindre ferrailage. Des fissurations importantes sont à prévoir. Toutefois l'allongement des aciers (2,5 %) reste acceptable et prémunit d'un effondrement partiel des voiles.

En conclusion générale, les bâtiments de l'INB 101 du réacteur Orphée restent globalement intègres sous l'effet d'une explosion externe faisant suite à un accident routier d'un camion GPL. Cette explosion est même totalement "transparente" pour le BR. La stabilité d'ensemble du BEL est vérifiée mais une fissuration locale importante des voiles est à prévoir.

7.1.8.4. Influence de CISBIO (INB 29)

Un accident dans l'INB 29 (Cis bio) pourrait entraîner des conséquences radiologiques sur l'INB 101 distante d'environ 300 m. L'accident type retenu conduit à un départ de feu avec perte du confinement des laboratoires qui contiennent le plus de matières radioactives.

Un accident sur l'INB 29 n'est pas de nature à perturber le fonctionnement de l'organisation de crise de l'INB 101. Il convient de préciser que le déclenchement du PUI de l'INB 29 entraîne le déclenchement du PUI du centre CEA de Saclay, conformément à la convention liant le centre CEA de Saclay et l'INB 29. Les éventuelles mesures à prendre sur l'INB 101 seraient prises dans ce cadre.

7.1.8.5. Influence d'OSIRIS (INB 40)

La proximité du réacteur OSIRIS pourrait entraîner, lors d'un accident de type BORAX ou de fusion à l'air d'un élément combustible, des conséquences radiologiques.

Un accident BORAX ou la fusion à l'air d'un élément standard dans le hall réacteur du réacteur OSIRIS n'est pas de nature à perturber le fonctionnement de l'organisation de crise de l'INB 101.

L'évaluation complémentaire de sûreté des réacteurs OSIRIS a montré que, comme pour le réacteur Orphée, le risque principal est lié à la perte du refroidissement mais que les délais avant un éventuel effet falaise sont importants.

L'évaluation complémentaire de sûreté menée pour les réacteurs Osiris et Isis n'a pas conduit à identifier d'effet falaise ou de conséquences défavorables susceptibles de remettre en cause les évaluations et les stratégies de gestions des différentes situations couvertes par l'ECS d'Orphée et présentées dans ce rapport

7.1.8.6. Influence du LECI (INB 50)

Un accident dans l'INB 50 (LECI) pourrait entraîner des conséquences radiologiques sur l'INB 101 distante d'environ 300 m. L'accident type retenu pour l'INB 50 conduirait à la perte du confinement d'une cellule, et à un incendie dans cette cellule.

Un accident sur l'INB 50 n'est pas de nature à perturber le fonctionnement de l'organisation de crise de l'INB 101. Il convient de préciser que la survenue d'un tel accident sur l'INB 50 entraînerait le déclenchement du PUI du centre CEA de Saclay et les éventuelles mesures à prendre sur l'INB 101 seraient prises dans ce cadre.

7.1.8.7. Autres installations

L'analyse des risques présentés par les autres installations du centre de Saclay conduit à retenir les ICPE susceptibles d'influer sur la sûreté de certaines INB. La chaufferie du centre est une ICPE susceptible de représenter un risque non nucléaire. L'atelier de décontamination (ADEC), le service des molécules marquées et le laboratoire national Henri Becquerel (LNHB) sont des ICPE susceptibles d'être à l'origine de risques nucléaires. Ces installations sont répertoriées dans l'arrêté préfectoral de 2009.

7.1.8.7.1. La chaufferie du centre

Le périmètre de la chaufferie centrale comprend :

- une installation de combustion,
- un dépôt de liquides inflammables de 500 m³,
- une installation de compression de 680 kW, centrale d'air comprimé.

Les dangers potentiels présentés par ces installations pourraient provenir d'un incendie provoquant des explosions et l'émission de fumées de combustion. L'INB 101 est éloignée de la chaufferie de 500 m sans vue directe, ce qui est de nature à minimiser l'impact d'un incendie de la chaufferie centrale sur l'INB 101.

La chaufferie est située à proximité des postes d'alimentation et de distribution d'énergie électrique du centre. Un impact sur ces installations électriques ne peut être exclu. Pour l'INB 101, la situation serait celle de la perte d'alimentation électrique externe, présentée au paragraphe 6.2.

7.1.8.7.2. L'ADEC

L'ADEC, en cours de fermeture, était destiné à la réalisation d'opérations de décontamination, d'expertise, de traitement et de conditionnement de déchets radioactifs.

Cet atelier était susceptible d'être à l'origine de risques d'incendie ou de rejets accidentels de substances radioactives.

L'INB 101 est éloignée de l'ADEC de 500 m, distance qui permet de considérer qu'un incendie dans l'ADEC n'aurait pas de conséquences sur la gestion de crise dans l'INB 101.

De même, compte tenu du terme source contenu dans l'ADEC et de la distance séparant les deux installations, la dispersion de substances radioactives issue d'une situation accidentelle dans l'ADEC ne serait pas susceptible de nuire à la gestion de crise dans l'INB 101.

7.1.8.7.3. Le service chimie et biomoléculaire

Il s'agit d'une ICPE radioactive dans laquelle le service chimie et biomoléculaire réalise des synthèses de molécules marquées au carbone 14, au tritium et à l'iode 125, utilisées par des laboratoires industriels ou de recherche.

Compte tenu des activités très faibles mises en jeu, un accident dans cette installation n'est pas susceptible d'avoir un impact sur le fonctionnement de l'INB 101.

7.1.8.7.4. Le LNHB

Le LNHB a pour vocation la préparation, la transformation, le conditionnement et l'étalonnage des substances radioactives constituant les étalons nationaux qui sont destinés à accorder les laboratoires et autres utilisateurs qui mettent en œuvre les techniques de mesure d'activité. Il a pour mission de conserver les références nationales concernant la radioactivité et la dosimétrie des rayonnements et d'effectuer des recherches dans son domaine de compétences.

Compte tenu des activités très faibles mises en jeu, un accident dans cette installation n'est pas susceptible d'avoir un impact sur le fonctionnement de l'INB 101.

7.1.9. Robustesse des moyens disponibles

L'objectif de ce paragraphe est d'analyser la robustesse des moyens de gestion de crise disponibles dans des situations plus pénalisantes que celles envisagées aujourd'hui, notamment lors d'un accident survenant après un séisme ou une inondation.

7.1.9.1. 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,
- difficulté 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,
- mise en cause de la disponibilité des moyens techniques d'intervention du fait de leur potentielle dégradation à la suite d'un séisme (réseau interne d'eau d'incendie, véhicule d'intervention...).

L'étude des experts génie civil a confirmé que les bâtiments nucléaires de l'INB 101 (bâtiment réacteur y compris les structures internes et les sas d'accès, bâtiment de traitement de l'eau lourde, bâtiment ventilation et cheminée) seraient intègres à la suite d'un séisme de 0,1g, avec une marge de sécurité importante.

Ces éléments permettent ainsi d'exclure qu'un séisme puisse être l'initiateur d'un accident à caractère radiologique. Ces conclusions étant acquises, l'évaluation complémentaire de sûreté a porté sur les dispositions permettant la surveillance du maintien à l'état sûr et les moyens adaptés pour rétablir à terme une source d'alimentation électrique et une possibilité d'appoint en eau.

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, ...) doit également pouvoir être garantie, compte tenu d'une part de l'absence de garanties quant à leur protection à l'extérieur du Centre, d'autre part du contexte qui pourrait conduire ces moyens à être sollicités en priorité sur d'autres urgences.

7.1.9.2. 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 au-delà du délai d'autonomie des batteries (1h), qu'ils aient été ou non rendus ou non indisponibles par les effets directs du séisme.

Les lignes téléphoniques directes permettant d'assurer un contact avec l'extérieur en cas de crise peuvent également être endommagées lors d'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.

7.1.9.3. Difficultés d'accès au site et aux installations

Les éventuelles restrictions d'accès au site et à l'installation qui pourraient résulter d'une inondation extrême seront déterminées dans le rapport ECS relatif au site de Saclay.

Le PUI prévoit, dans le cas général, un délai d'une heure pour l'arrivée sur site des astreintes. Pendant ce temps-là, la crise est gérée par les équipes en place 24 heures sur 24.

7.1.9.4. Désordre possible au niveau des bâtiments

En cas d'accident, les équipes de crise de l'INB 101 sont localisées au PCL ou au poste de repli.

Si ces locaux étaient rendus inaccessibles à la suite d'une agression externe conduisant à des sollicitations allant au-delà de celles pour lesquelles ces locaux sont dimensionnés, il conviendrait d'assurer la surveillance de l'installation et les actions à partir des locaux intègres.

La gestion de crise au niveau du Centre de Saclay est majoritairement réalisée depuis des bâtiments dont la tenue au séisme forfaitaire applicable au centre de Saclay doit être évaluée. Ce point sera traité dans le cadre du rapport ECS relatif au site de Saclay.

7.1.9.5. Contamination potentielle de l'eau

En cas d'inondation, l'eau pourrait s'infiltrer dans certains locaux de l'INB, tout particulièrement si l'étanchéité de certains locaux a été dégradée lors d'un séisme. Plusieurs cas de figure peuvent ainsi être envisagés :

- l'inondation est limitée aux locaux conventionnels (hors zone contrôlée) ou 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 dont la contamination surfacique n'est pas nulle. L'eau pourrait alors véhiculer une partie de cette contamination dans les autres locaux par ruissellement. Compte-tenu du très faible niveau de contamination des locaux concernés dans l'INB 101, les débits de doses induits par cette contamination devraient rester limités et ne devraient pas

perturber significativement la mise en œuvre de moyens de mitigation et en particulier les interventions humaines.

Des dispositions particulières pourraient en revanche être à envisager avant de rejeter l'eau (filtration,...).

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

7.2.1. Gestion du risque hydrogène

Calcul de la production maximale théorique d'hydrogène par radiolyse

Ce calcul, effectué avec les hypothèses très pénalisantes suivantes :

- la puissance des éléments combustibles entreposés dans la piscine et le canal est la puissance maximale théoriquement possible,
- toute la puissance émise par les éléments combustibles est déposée dans l'eau,
- le rendement de la production d'hydrogène par radiolyse est optimal,
- aucun phénomène de recombinaison des produits de radiolyse ne se produit dans l'eau,

conduit à considérer un débit de production d'hydrogène de 3,6 litres par heure et par kW.

En supposant de plus que l'enceinte est parfaitement étanche, que toute la ventilation est à l'arrêt et que tout l'hydrogène émis reste concentré dans la partie supérieure de l'enceinte au-dessus du plancher 10 m, cette émission d'hydrogène correspond à une concentration moyenne dans l'enceinte ne dépassant pas 2% au bout de 4 mois.

Par ailleurs, le relâchement d'hydrogène provenant de la radiolyse se fait sans présence de stratification importante.

Ce délai est largement compatible avec la possibilité de remise en service d'un circuit de ventilation, en particulier de la ventilation de sauvegarde.

Approche expérimentale

Dans le cadre de l'évaluation complémentaire de sûreté, des campagnes de prélèvements dans les ventilations ont été effectuées afin d'évaluer le débit de production d'hydrogène par le réacteur et par les combustibles en entreposage.

L'analyseur d'hydrogène utilisé possède une limite de détection de quelques ppb (partie par milliard) en volume.

Une campagne de mesure a été effectuée réacteur à l'arrêt (puissance résiduelle des éléments combustibles irradiés entreposés en piscine : 6 kW), puis deux campagnes ont été réalisées réacteur en fonctionnement à 14 MW (puissance résiduelle des éléments combustibles irradiés entreposés en piscine : 5 kW), avec 14 prélèvements par campagne, dans l'air de soufflage et dans l'air d'extraction, en particulier au niveau des extractions situées sur les plans d'eau piscine et canal. Il en est ressorti les résultats suivants : l'ensemble des mesures effectuées (débits de ventilation, teneurs en hydrogène dans l'air au soufflage et à l'extraction) sur l'ensemble des trois campagnes conduit à un débit d'hydrogène produit qui n'excède pas 2 litres par heure, y compris lorsque le réacteur est en puissance.

L'émission effective d'hydrogène de radiolyse dans l'air de l'enceinte est ainsi beaucoup plus faible que dans le cas du calcul théorique présenté plus haut, notamment parce que seule une partie de la puissance gamma des éléments combustibles est déposée dans l'eau et en raison de la recombinaison des produits de radiolyse (H₂, H₂O₂, etc...) dans le circuit de réfrigération du cœur, dans la piscine et dans le canal.

Risque hydrogène issu des sources froides

Le relâchement total de l'hydrogène présent dans les sources froides (2,5 m³) est étudié dans le rapport de sûreté. L'étude montre que le scénario le plus probable est la dilution de l'hydrogène dans l'enceinte, ce qui conduirait à une concentration dans l'enceinte inférieure à 0,03 %. En cas de dissipation totale et rapide, avec une déflagration se produisant aux proportions stœchiométriques, celle-ci aurait lieu dans un espace de 2 à 50 m³ au-dessus de la piscine et elle conduirait à une augmentation de pression de l'ordre

du millibar et à une élévation de température voisine de 1°C, qui seraient sans conséquence pour l'enceinte de confinement.

En conclusion, le risque hydrogène peut être écarté pour l'INB 101 et il n'induit donc pas de risque d'effet falaise lié à une ruine du confinement couplée avec un dégagement de produits radioactifs.

7.2.2. Gestion du risque de surpression dans l'enceinte de confinement

Une étude évaluant la montée en pression de l'enceinte ORPHEE a été menée dans la situation de perte totale des alimentations électriques (ventilation nucléaire hors-service) et de sources de refroidissement.

La montée en pression est due à plusieurs composantes :

- le relâchement d'hydrogène par radiolyse de l'eau ou en cas de séisme affectant l'intégrité des sources froides,
- l'évaporation de l'eau.

Plusieurs scénarios d'évaporation ont été modélisés (cf. § 6.5.1), prenant également en compte la quantité d'H₂ dégagée par la radiolyse de l'eau.

Une étude évaluant la montée en pression de l'enceinte de confinement a été menée dans la situation de perte totale des alimentations électriques (ventilation nucléaire hors-service) et de sources de refroidissement.

Le réacteur est situé dans une enceinte à fuite contrôlée. L'analyse des essais du taux de fuite de l'enceinte a permis d'évaluer à 2,2 cm² la section du trou situé sur l'enceinte correspondant au taux de fuite constaté.

Une montée en pression pourrait être envisagée sous l'effet :

- De l'évaporation de l'eau de la piscine et du canal de transfert,
- Du relâchement d'hydrogène par radiolyse de l'eau (la contribution de ce phénomène à une montée en pression est très faible),
- Du relâchement d'hydrogène ou d'hélium en cas de séisme affectant l'intégrité des sources froides ou des réservoirs He (surpression initiale de l'ordre de 20 mbar).

Plusieurs scénarios d'évaporation ont déjà été modélisés (cf. § 6.5), prenant en compte la condensation sur les murs de l'enceinte et les structures, le taux de fuite constaté lors des essais, et également la présence d'incondensables due au relâchement de l'hydrogène des sources froides et de l'hélium des ballons hélium.

Aucun des scénarios modélisés n'a permis d'observer une montée en pression significative de l'enceinte. Le risque de surpression dans l'enceinte peut donc être écarté et il n'induit donc pas de risque d'effet falaise lié à une ruine du confinement couplée avec un dégagement de produits radioactifs.

7.2.3. Risque de criticité, accident de criticité et conséquences associées en cas de séisme

En cas de séisme les différents scénarios pouvant conduire à un accident de criticité ont pour principale origine une perte de la géométrie des éléments combustible. Cette perte de géométrie est occasionnée soit par la chute d'un projectile sur la matière fissile, soit par une déformation ou un renversement des structures dû aux secousses sismiques. La matière fissile est constituée d'éléments combustibles neufs ou irradiés.

Ces scénarios peuvent avoir lieu aux différents endroits où est localisée la matière fissile, c'est-à-dire :

- en piscine,
- en canal de transfert,
- dans le local d'entreposage à sec des éléments neufs.

La chute d'un projectile dans la piscine ou le canal de transfert lors d'un séisme est traitée :

- au travers du chapitre 3.2.5.2 « Equipements susceptibles d'agresser les équipements essentiels » ; la stabilité des potentiels agresseurs reste assurée pour un niveau de séisme au moins égal à **1,2** fois celui du SF.
- dans le chapitre 3.2.5.3 « Autres équipements », où il est mentionné que les paniers d'entreposage de combustible en piscine ou en canal ne doivent pas être agressés par la chute de morceaux de béton ; la stabilité des structures internes du bâtiment est assurée pour un séisme au moins égal à **1,5** fois le niveau du SF.

Le comportement des entreposages sous séisme est traitée dans le chapitre 3.2.5.3 « Autres équipements » :

- la stabilité des paniers d'entreposage des éléments combustibles en piscine reste assurée pour un niveau de séisme au moins égal à **2** fois celui du SF, même en l'absence d'une vis de fixation au niveau de l'ancrage,
- La stabilité des paniers d'entreposage des éléments combustibles en canal reste assurée pour un niveau de séisme supérieur à **1,5** fois celui du SF,
- La stabilité des râteliers d'entreposage des éléments combustibles neufs à sec reste assurée pour un niveau de séisme au moins égal à **1,5** fois celui du SF, compte tenu de la mise en place d'un dispositif de maintien de l'écartement des râteliers en cas de séisme (engagement pris dans le cadre du deuxième réexamen de sûreté).

Par conséquent, compte tenu de ces éléments, le risque de criticité est écarté pour un niveau de séisme au moins égal à 1,2 fois celui du SF. Cette marge est jugée suffisante et aucune disposition complémentaire n'est envisagée.

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 d'une analyse préalable sur les risques et les modalités de l'opération et sur son intérêt économique pour le CEA.

Un marché de sous-traitance n'est 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 prestataire 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'activité

Le directeur délégué aux activités nucléaires de Saclay a émis en juillet 2008 et révisé en septembre 2011, une prescription externe fixant les « exigences pour le système de management de la qualité des fournisseurs d'EIS ou d'activités concernées par la qualité (ACQ) en INB ». Cette prescription définit les exigences complémentaires à la norme ISO 9001 : 2008 que le fournisseur doit respecter afin d'être conforme à l'arrêté du 10 août 1984. Ces exigences, applicables au système de management de la qualité, ont pour objectif de garantir le respect des exigences techniques applicables aux activités concernées par la qualité, c'est-à-dire toute activité susceptible d'affecter la disponibilité, la fiabilité ou les performances d'un équipement important pour la sûreté et donc de dégrader la défense en profondeur d'une INB. Cette procédure a été déclinée au niveau de l'installation au travers de la note « Exigences de management de la qualité imposées par Orphée à ses fournisseurs ».

Les EIS, ACQ et exigences définies sont spécifiés dans le cahier des charges et complétées autant que de besoin par le fournisseur. Le cahier des charges explicite les éventuelles exigences spécifiques à la commande relatives au système de management (traçabilité, maîtrise des documents, organisation du contrôle technique, gestion des écarts, audits, etc.), l'identification des EIS et ACQ concernés, et les exigences définies applicables aux ACQ et aux EIS.

L'application de cette prescription est obligatoire pour les EIS tels qu'identifiés dans le référentiel de sûreté de l'installation ; elle peut être élargie à l'initiative du prescripteur à l'ensemble d'une activité

concernant à la fois des EIS et d'autres équipements.

Un fournisseur est considéré comme « titulaire d'achat critique » du point de vue de la sûreté lorsque l'achat de produits ou la prestation effectuée influe sur la qualité des éléments importants pour la sûreté ou impacte les ACQ. La liste des fournisseurs d'achat critique de l'INB 101 est mise à jour en début d'année. Elle comprend notamment les activités suivantes :

- fabrication des éléments combustibles,
- fabrication des gros composants en alliage d'aluminium (sources froides et doigts de gant horizontaux),
- maintenance préventive et corrective des chaînes neutroniques,
- contrôle de l'efficacité des filtres THE et PAI.

A la suite de l'ECS, il n'est pas prévu que l'INB 101 fasse appel à des prestataires extérieurs pour des opérations de gestion de crise ou de récupération de situation accidentelle.

8.2. Modalités 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.

8.3. Dispositions prises pour maîtriser 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).

Des actions de promotion de la culture de sûreté sont mises en place pour les opérateurs ou intervenants extérieurs dans les installations. Pour l'INB 101, la période d'accueil des intervenants est mise à profit pour rappeler les règles de base en matière de culture de sûreté.

Enfin, la gestion de la sous-traitance d'opérations techniques dans les installations nucléaires fait l'objet d'une vigilance particulière, spécifiquement quant à son impact sur la sûreté-sécurité.

Avant chaque intervention, la réunion d'inspection commune, conduite dans le respect des dispositions du code du travail, précède l'élaboration du plan de prévention. Les qualifications des intervenants sont vérifiées au cours de cette réunion. Les dispositions permettant de respecter la qualité de l'intervention et la sécurité des travailleurs sont rappelées. Les modalités de surveillance (visites de chantier, réunions d'avancement, points d'arrêt) sont mises en place.

Pour s'assurer que la surveillance des prestataires sera efficace, il importe que le personnel CEA dispose des compétences nécessaires. A cette fin, chaque nouvel arrivant reçoit deux formations en radioprotection : formation dispensée par le SPR de l'installation + "Formation Complémentaire en Radioprotection" (2 jours à l'INSTN). Par la suite, le recyclage réglementaire est réalisé tous les 3 ans par le SPR de l'installation. Pour ce qui est de la sûreté, chaque nouvel arrivant reçoit une information et une sensibilisation générale et adaptée à son poste de travail lors de son parcours d'intégration. Par la suite, des formations spécifiques sont fournies en fonction des évolutions de compétences, éventuellement actées par une habilitation. C'est notamment le cas pour le personnel de quart.

Le CEA veille à maintenir au niveau aussi bas que raisonnablement possible les doses de rayonnement reçues, tant par ses salariés que par ceux des entreprises extérieures auxquelles il a recours. Les résultats de la dosimétrie individuelle confirment le maintien à un niveau très bas de l'exposition des personnels aux rayonnements ionisants tant pour les salariés CEA que pour les entreprises extérieures. Ces résultats témoignent de la politique d'égal traitement des personnels (CEA et sous-traitante) pratiquée dans la réalisation des chantiers à risques radiologiques. Ainsi, en 2010, les doses maximales des salariés CEA dans les INB et les autres installations de Saclay ont toutes été inférieures à 3 mSv. Les doses maximales des salariés des entreprises extérieures ont été inférieures à 1,7 mSv.

Pour l'INB 101, le bilan de la dosimétrie opérationnelle indique l'exposition collective de l'ensemble des salariés intervenant dans l'exploitation du réacteur Orphée, celle des expérimentateurs du laboratoire Léon Brillouin et celle des entreprises extérieures, ainsi que la dose maximale intégrée. On note notamment que la dosimétrie collective des entreprises extérieures intervenant sur Orphée est globalement stable (3,38 H.mSv en 2009, 4,73 H.mSv en 2010, 3,62 H.mSv en 2011) ; la valeur de 2010 s'explique par le chantier de jouvence d'un doigt de gant.

8.4. Modalités 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.

9. Synthèse

9.1. Bilan de l'évaluation complémentaire de la sûreté

A la demande de l'ASN, le CEA a mené une évaluation complémentaire de la sûreté de l'installation ORPHEE, au regard de l'accident survenu à la Centrale de Fukushima Daiichi. Elle a permis d'examiner la robustesse de l'installation face aux agressions extrêmes considérées et aux pertes postulées d'alimentations électriques ou de source froide, pour identifier d'éventuels points faibles et déterminer les dispositions complémentaires qui peuvent être envisagées en regard de ces 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.

9.1.1. Récapitulatif des effets falaise

Les événements susceptibles de conduire à un risque d'effet falaise sont :

- Le dénoyage de la piscine conduisant à la fusion de certains éléments combustibles du cœur d'Orphée,
- Le dénoyage des éléments combustibles entreposés en piscine,
- La ruine de l'enceinte de confinement couplée à un dégagement de produits radioactifs.

Les structures et équipements essentiels sont les matériels qui sont identifiés comme nécessaires pour parvenir à l'état sûr et le maintenir, ce qui nécessite de pouvoir arrêter le réacteur (disponibilité des chaînes d'AU et équipements associés), assurer le refroidissement du cœur et le confinement de l'installation. Ces matériels sont les suivants :

- Les matériels permettant la chute des barres de commande,
- Les clapets de convection naturelle,
- Les parois de la piscine du réacteur et du canal de transfert.

Le bloc-pile, qui permet le supportage du cœur, le guidage des éléments absorbants et qui canalise l'eau de réfrigération du cœur en circulation naturelle, est, à ce titre, également considéré comme un équipement essentiel.

Par ailleurs, les équipements identifiés comme nécessaires à la surveillance de l'état sûr de l'installation concernent l'instrumentation permettant de connaître :

- La position basse des barres,
- La position ouverte des clapets de convection naturelle,
- Le niveau et la température de l'eau dans la piscine.

9.1.1.1. Risque lié aux séismes

Le comportement global de l'INB a été évalué en regard du séisme forfaitaire (SF) applicable au centre CEA de Saclay qui est situé en zone asismique.

Les évaluations effectuées n'ont mis en évidence aucun risque d'effet falaise en cas de séisme jusqu'à un niveau de sollicitations pouvant atteindre 1,5 fois le niveau de séisme forfaitaire (SF) applicable au centre CEA de Saclay.

Pour la fonction maîtrise de la réactivité du cœur, la chute gravitaire des barres de commande est garantie jusqu'à un niveau égal à 2 fois celui du SF.

Pour la fonction refroidissement, l'évaluation menée montre, d'une part que l'ouverture des clapets de convection naturelle en cas d'arrêt des pompes du circuit primaire est garantie pour un séisme supérieur à 4 fois le niveau du SF, d'autre part que l'intégrité du bloc eau et du cuvelage de la piscine et du canal de transfert sont garantis jusqu'à un niveau égal à 1,5 fois le niveau du SF.

Pour la fonction maîtrise de la criticité, les évaluations montrent la maîtrise de la sous-criticité des entreposages jusqu'à un niveau au moins égal à 1,2 fois le niveau du SF.

Pour la fonction confinement, le maintien du confinement statique apporté par l'enceinte de confinement est garanti jusqu'à un niveau égal à 2 fois le niveau du SF.

De plus, le maintien du confinement dynamique apporté par la ventilation de sauvegarde et la cheminée est garanti jusqu'à un niveau égal à 1,3 fois le niveau du SF et ce système peut donc être utilisé après un séisme, une fois les réalimentations électriques effectuées.

9.1.1.2. Risque lié aux inondations et conditions météorologiques extrêmes

L'examen du risque lié aux inondations et conditions météorologiques extrêmes ne fait apparaître aucun risque d'effet falaise.

9.1.1.3. Risque lié au séisme cumulé avec les risques d'inondation induits par un séisme

Le cumul du risque sismique avec le risque d'inondation induite par un séisme ne conduit pas à une augmentation du risque d'effet falaise.

Les principaux risques d'inondation induite par un séisme pourraient provenir :

- Des bassins des aéroréfrigérants, dont la tenue est garantie en cas de séisme de niveau égal à 1,3 fois le niveau du SF, et des tuyauteries du circuit ES, dont la tenue est garantie en cas de séisme de niveau égal à 1,4 fois le niveau du SF. Ce risque n'est donc pas avéré, d'autant plus que des dispositions vont être prises pour éviter qu'une inondation dans le sous-sol ES n'affecte le sous-sol voisin du bâtiment ventilation. Ces dispositions permettront notamment de conserver la disponibilité de la ventilation de sauvegarde, ainsi que celle de la machinerie du sas camion.
- D'une fuite sur un circuit connecté à la piscine ou au canal de transfert. L'évaluation complémentaire de sûreté montre que, dans ce cas, il n'y aurait aucun rejet d'eau contaminée vers l'environnement.

Pour ce qui est du risque de rupture d'autres tuyauteries, aucun risque d'effet falaise n'est à redouter.

9.1.1.4. Perte des alimentations électriques et de la source froide

Concernant la perte des alimentations électriques

La perte des alimentations électriques aboutit à la perte de refroidissement du cœur et des éléments combustibles entreposés, cas décrit ci-après.

Concernant la perte de la source froide principale et de secours

Le risque d'effet falaise identifié en cas de perte de refroidissement est le risque de découverture du cœur et des éléments combustibles entreposés. Sans appoint d'eau, l'évaporation conduit au découverture du cœur :

- En presque 700 jours dans la situation initiale réacteur en fonctionnement, sans batardeau,
- En plus de 630 jours dans la situation initiale réacteur en fonctionnement, batardeau en place,
- En plus de 210 jours lorsque la piscine est initialement en niveau bas.

Aucun risque d'effet falaise n'est envisagé car la fusion des éléments combustibles est écartée après 100 jours de refroidissement.

Par ailleurs, de nombreuses possibilités d'appoint à la piscine sont possibles. L'INB 101 profite de réserves d'eau importantes dans la piscine et le canal de transfert et les différents circuits de l'installation. Des secours supplémentaires sont possibles par le réseau incendie du centre ou les moyens de pompage de la FLS dans les bassins du centre, voire les étangs de Saclay.

9.1.3 Conclusions sur la gestion de crise

L'évaluation complémentaire de sûreté a permis de vérifier la robustesse des moyens de gestion de crise disponibles pour gérer les situations accidentelles. Pour améliorer la gestion de crise dans les situations

extrêmes envisagées de perte de longue durée de toute alimentation électrique, des dispositions complémentaires seront mises en œuvre, qui sont récapitulées au paragraphe 9.2 ci-après. Par ailleurs, l'ECS permet de confirmer que le risque hydrogène peut être écarté pour l'INB 101, de même que le risque de surpression de l'enceinte ainsi que le risque d'un accident de criticité.

9.1.4 Conclusions sur le recours aux prestataires

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.

9.2. Propositions de dispositions complémentaires qui pourraient être mises en place pour améliorer la robustesse vis-à-vis des situations considérées dans l'ECS ou pour améliorer la gestion de ces situations

Bien que l'évaluation complémentaire de sûreté (ECS) n'ait mis en évidence aucun risque d'effet falaise en cas de séisme jusqu'à un niveau de sollicitations pouvant atteindre 1,5 fois le niveau de séisme forfaitaire (SF) applicable au centre CEA de Saclay, les examens effectués ont mis en évidence l'intérêt que pourraient apporter des dispositions complémentaires visant à faciliter la gestion des situations considérées dans l'ECS et à renforcer encore la robustesse de l'installation vis-à-vis :

- des effets d'une inondation induite par un séisme,
- de la perte de très longue durée de toutes les alimentations électriques,
- de la perte de très longue durée de tout moyen d'appoint à la piscine.

Ces dispositions complémentaires sont récapitulées ci-après :

Evolutions visant à améliorer la robustesse vis-à-vis des effets d'une inondation induite par un séisme	Gains attendus
Mise en place d'un batardeau permettant de rendre étanche la communication entre le sous-sol ES et le sous-sol ventilation	Protéger la ventilation de sauvegarde d'une inondation provenant du sous-sol ES
Etanchéisation de la porte du mécanisme du sas camion	Manœuvrabilité du sas camion en cas d'inondation du sous-sol ES

Evolutions visant à améliorer la robustesse des alimentations électriques	Gains attendus
Protocole de gestion des consommables gazole et huile comprenant la définition des stocks minimaux à assurer dans l'installation et les modalités de surveillance des stocks	Prolonger le temps de fonctionnement des alimentations de secours
Approvisionnement d'un GEUS et mise en place de coffrets permettant des réalimentations électriques	Permettre la réalimentation électrique de l'instrumentation minimale

Evolutions visant à améliorer la capacité de refroidissement du combustible	Gains attendus
Etude de faisabilité d'une tuyauterie ou d'un piquage sur la canalisation d'appoint de secours permettant de réaliser un appoint d'eau à la piscine depuis le Bâtiment Ventilation jusqu'au plancher +10 m par les moyens mobiles de la FLS	Maîtrise du niveau d'eau dans la piscine

Evolutions visant à faciliter la gestion de crise	Gains attendus
Procédure décrivant la conduite à tenir en cas de baisse du niveau d'eau de la piscine	Maîtrise du niveau d'eau dans la piscine
Création d'un panneau de diagnostic spécifique ECS (PECS) regroupant l'instrumentation de surveillance ultime de l'installation et permettant de suppléer les moyens de surveillance actuels (moyens normaux et du poste de repli). Cette instrumentation comprendrait les mesures suivantes : <ul style="list-style-type: none"> - Position barres basses - Position des clapets de convection naturelle - Niveau et température piscine 	Consolider la surveillance de l'installation
Secours de l'alimentation électrique du sas camion par le GEUS	Permettre l'entrée dans l'enceinte pour les personnels et les matériels
Définition des moyens de communication à mettre en place entre le bâtiment ventilation (PECS) et le PCDL Ces moyens seront précisés dans le rapport « site »	Renforcer l'organisation de crise
Intégration dans les dispositions d'urgence internes (DUI) de l'INB des dispositions de gestion de crise découlant de l'ECS	Renforcer l'organisation de crise

9.3. Proposition de « noyau dur » pour l'installation Orphée

La liste des dispositions matérielles et organisationnelles robustes (systèmes, structures et composants (SSC)) constituant le noyau dur a été établie en tenant compte des SSC de l'installation proposés en tant qu'éléments essentiels, luttant contre l'occurrence d'un effet falaise pouvant conduire à un rejet massif, identifiés dans le dossier ECS pour le réacteur ORPHEE.

Le dossier ECS montre que le seul risque d'effet falaise est celui de dénoyage du cœur et du combustible entreposé en piscine. Aucun risque d'effet falaise ni aucune agression d'élément essentiel n'interviennent en cas d'inondation.

Les systèmes, structures et composants suivants ont été retenus comme faisant partie du noyau dur des dispositions matérielles et organisationnelles robustes :

Nouveaux équipements

1. Mesure de niveau piscine,
2. Groupe électrogène mobile d'ultime secours (GEUS),
3. Panneau de diagnostic des moyens du noyau dur ECS (PECS),
4. Disponibilité et opérabilité des motopompes et tuyaux souples,
5. Moyens de communication du PECS vers le PCDL.

Equipements existants

6. Indications de position basse des barres de commande
7. Clapets de convection naturelle,
8. Indication de position des clapets de convection naturelle,
9. Mesure de température piscine,
10. Ligne d'appoint d'eau ultime à la piscine (à modifier),

11. Détecteurs mobiles de radioprotection à disposition pour intervention.

Les équipements existants retenus dans le noyau dur incluent des équipements ultimes déjà mis en place sur l'installation pour la fonction visée par les ECS ainsi que des équipements redondants et passifs tels que les clapets de convection naturelle.