



Direction de l'énergie nucléaire
Direction du CEA/Cadarache

CEA/DEN/CAD/DIR/CSN
DO 587 12/09/12



diffusé le: 13/09/12

Installation CABRI – INB 24

Evaluation Complémentaire de la Sûreté au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi

SOMMAIRE GENERAL

0. LIMINAIRE.....	8
1. CARACTERISTIQUES DE L'INSTALLATION.....	9
1.1. GENERALITES.....	9
1.2. PRINCIPALES CARACTERISTIQUES.....	10
1.2.1. Description sommaire de l'installation.....	10
1.2.2. Bâtiments.....	11
1.2.3. Fonctionnement de l'installation.....	12
1.3. ETAT ACTUEL DE L'INSTALLATION.....	17
2. IDENTIFICATION DES RISQUES D'EFFET FALAISE ET DES STRUCTURES ET EQUIPEMENTS ESSENTIELS.....	19
2.1. INTRODUCTION.....	19
2.2. RISQUES D'EFFET FALAISE.....	21
2.2.1. Identification des matières pouvant être mobilisées.....	21
2.2.2. Identification des situations initiales défavorables.....	21
2.2.3. Identification du risque d'effets falaises.....	22
2.3. STRUCTURES ET EQUIPEMENTS ESSENTIELS.....	22
3. SEISME.....	24
3.1. DIMENSIONNEMENT DE L'INSTALLATION.....	24
3.1.1. Séisme de dimensionnement.....	24
3.1.2. Dispositions de protection du dimensionnement.....	28
3.1.3. Conformité de l'installation.....	45
3.2. EVALUATION DES MARGES.....	46
3.2.1. Généralités.....	46
3.2.2. Séismes considérés dans le cadre de l'évaluation.....	46
3.2.3. Méthodologie d'évaluation des marges.....	47
3.2.4. Structures de génie civil du Bâtiment Réacteur et des ouvrages mitoyens.....	48
3.2.5. Structure de génie civil du Bâtiment d'Entreposage.....	49
3.2.6. Equipements du Bâtiment Réacteur.....	49
3.2.7. Equipements du Bâtiment d'Entreposage.....	52
3.2.8. Synthèse des marges.....	53
3.3. CONCLUSIONS RELATIVES A L'ALEA « SEISME ».....	54
4. INONDATION EXTERNE.....	55
4.1. DIMENSIONNEMENT DE L'INSTALLATION.....	55
4.1.1. Inondation de dimensionnement.....	55
4.1.2. Dispositions de protection du dimensionnement.....	59
4.1.3. Conformité de l'installation.....	63
4.2. EVALUATION DES MARGES.....	64
4.2.1. Débordement du Ravin de la Bête.....	64
4.2.2. Collecte et évacuation des eaux de pluie et de ruissellement.....	64
4.2.3. Dégradation d'ouvrages hydrauliques.....	64
4.2.4. Remontée de nappe.....	64
4.3. CONCLUSIONS RELATIVES A L'ALEA « INONDATION EXTERNE ».....	65
5. AUTRES PHENOMENES NATURELS EXTREMES.....	67
5.1. CONDITIONS METEOROLOGIQUES EXTREMES LIEES A L'INONDATION.....	67
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.....	67
5.2.1. Identification des inondations induites par un séisme impactant le site de Cadarache.....	67
5.2.2. Conclusions relatives aux autres phénomènes naturels extrêmes.....	75
6. PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES ET PERTE DES SYSTEMES DE REFROIDISSEMENT.....	76

6.1.	ARCHITECTURE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES DE L'INSTALLATION.....	76
6.1.1.	Présentation des alimentations électriques.....	76
6.1.2.	Alimentation 15 kV.....	78
6.1.3.	Distribution électrique BT (400 V~).....	79
6.1.4.	Alimentation interne en 400 V – Groupes électrogènes.....	80
6.1.5.	Alimentations internes permanentes (sources de contrôle).....	81
6.1.6.	Etats des alimentations durant les phases de fonctionnement.....	82
6.2.	PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES EXTERNES.....	82
6.3.	PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES EXTERNES ET DES ALIMENTATIONS INTERNES.....	84
6.4.	PERTE DU SYSTEME DE REFROIDISSEMENT.....	86
6.4.1.	Perte de la source froide principale.....	86
6.4.2.	Perte de la source froide principale et de la source froide de secours.....	88
6.4.3.	Perte du système de refroidissement principal, cumulée avec la perte des alimentations électriques externes et des alimentations internes de secours.....	88
6.5.	CONCLUSION RELATIVE A LA PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES ET A LA PERTE DES SYSTEMES DE REFROIDISSEMENT.....	88
7.	GESTION DES ACCIDENTS GRAVES.....	88
7.1.	MOYENS DE GESTION DE LA SITUATION DE CRISE.....	89
7.1.1.	Risques liés à l'environnement industriel.....	89
7.1.2.	Organisation générale de la sécurité du centre.....	91
7.1.3.	Organisation en cas de crise.....	92
7.1.4.	Modalités de déclenchement et de diffusion de l'alerte.....	93
7.1.5.	Exercices et formations.....	94
7.1.6.	Contrôles techniques de sécurité.....	95
7.2.	ROBUSTESSE DES MOYENS DISPONIBLES.....	95
7.2.1.	Moyens d'intervention.....	95
7.2.2.	Gestion de crise au niveau du Centre en cas de séisme.....	96
7.3.	MESURES DE GESTION DE CRISE AU NIVEAU DE L'INSTALLATION.....	98
7.3.1.	Mesures de gestion des accidents actuellement en vigueur aux différents stades d'un accident grave, en particulier consécutif à une perte de la fonction de refroidissement du cœur.....	98
7.3.2.	Mesures de gestion des accidents et éléments de conception de l'installation permettant de protéger l'intégrité du confinement après l'endommagement du combustible.....	99
7.3.3.	Mesures de gestion des conséquences de la perte de la fonction de refroidissement de l'eau de la piscine ou tout autre entreposage du combustible.....	100
8.	CONDITIONS DE RECOURS AUX ENTREPRISES PRESTATAIRES.....	101
8.1.	CHAMPS D'ACTIVITE.....	101
8.2.	MODALITES DE CHOIX DES PRESTATAIRES.....	102
8.3.	DISPOSITIONS PRISES POUR MAITRISER LES CONDITIONS D'INTERVENTION.....	104
8.4.	MODALITES DE SURVEILLANCE.....	105
8.4.1.	Suivi des prestations.....	105
8.4.2.	Surveillance des interventions sur site.....	105
9.	SYNTHESE DU DOSSIER ECS.....	106
9.1.	BILAN DE L'EVALUATION COMPLEMENTAIRE DE LA SURETE.....	106
9.1.1.	Risque lié aux séismes.....	106
9.1.2.	Risque lié aux inondations et conditions météorologiques extrêmes.....	106
9.1.3.	Perte des alimentations électriques et de la source froide.....	107
9.1.4.	Conclusions sur le recours aux prestataires.....	107
9.2.	BILAN DES DISPOSITIONS COMPLEMENTAIRES QUI POURRAIENT ETRE MISES EN PLACE AU REGARD DE L'AMELIORATION QU'ELLES SERAIENT SUSCEPTIBLES D'APPORTER EN TERMES DE RESISTANCE DES COMPOSANTS, DE RENFORCEMENT DE L'INDEPENDANCE ENTRE LES DIFFERENTS NIVEAUX DE DEFENSE DE L'INSTALLATION OU DE GESTION DE L'ACCIDENT.....	107
9.2.1.	Détection sismique.....	107
9.2.2.	Système d'appoint d'eau en piscine.....	107
9.2.3.	Disponibilité des informations reportées au poste de repli après séisme.....	107
9.2.4.	Dispositions retenues vis-à-vis des effets induits par le séisme.....	108
9.2.5.	Tableaux de synthèse des solutions d'amélioration 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.....	108
9.3.	CONCLUSION.....	108

SOMMAIRE DES FIGURES

Figure 1 :	Carte du site de Cadarache et de l'environnement de l'installation CABRI	9
Figure 2 :	Bâtiments du périmètre de l'INB 24 CABRI.....	11
Figure 3 :	Schéma de principe du fonctionnement des barres transitoires	13
Figure 4 :	Principe de conception du circuit de refroidissement du réacteur.....	15
Figure 5 :	Spectres de réponse (condition de site « rocher » à 5% d'amortissement) du référentiel « aléa sismique » du Centre de Cadarache.....	26
Figure 6 :	Illustration de la marge disponible sur le SMS de par la distance réelle de différentes INB à la faille de la Moyenne Durance (spectres de réponse avec condition de site « rocher » à 5% d'amortissement).....	27
Figure 7 :	Vue en plan du Bâtiment Réacteur et des ouvrages mitoyens	29
Figure 8 :	Coupe schématique du réacteur Cabri.....	36
Figure 9 :	Comparaison des spectres des SMS « Centre » et « Installation » et du paléoséisme	46
Figure 10 :	Comparaison de la pluie centennale de Montana par rapport à la pluviométrie réelle issue des données Météo France.....	57
Figure 11 :	Implantation du canal de Provence	69
Figure 12 :	Prise de Cadarache.....	69
Figure 13 :	Coupe de la cuvette de Boutre.....	70
Figure 14 :	Profil en long de la galerie de Rians SCP	70
Figure 15 :	Profil du bassin versant au niveau du puits du Médecin	71
Figure 16 :	Profil du terrain naturel le long du chemin hydraulique du vallon du Ravin de la Bête à partir du puits du Médecin	72
Figure 17 :	Profil piézométrique calculé en aval du puits du Médecin (m).....	73
Figure 18 :	Canal de Boutre.....	74
Figure 19 :	Principe de la distribution électrique.....	77
Figure 20 :	Modalités de déclenchement de la gestion de crise séisme	97

GLOSSAIRE

AG1 – 2 – 3	Bâtiment A nnexe de première –seconde ou troisième G énération
APRP	Accident de P erte de R éfrigérant P rimaire
ARI	Appareil R espiratoire I solant
ASN	Autorité de S ûreté N ucléaire
ASND	Autorité de S ûreté N ucléaire de D éfense
AU	Arrêt d' U rgence
BAEI	B oîte A E au I nférieure
BAES	B oîte A E au S upérieure
BCS	B arre de C ommande et de S écurité
BEP	B oucle à E au P ressurisée
BR	B âtiment R éacteur
BS	B âtiment S odium
BT	B asse T ension
CAEAR	C ommission d' A cceptation des E ntreprises en A ssainissement R adioactif
CCC	C entre de C oordination en cas de C rise
CCP	C ircuit de C omptage et de P rélèvement
CEA	C ommissariat à l' E nergie A tomique et aux E nergies A lternatives
CHSCT	C omité d' H giène, de S écurité et des C onditions de T ravail
CIP	C abri I nternational P rogram
CQSE	C ellule Q ualité, S écurité et E nvironnement
CSMN	C ellule de S ûreté et des M atières N ucléaires
DREAL	D irection R égionale de l' E nvironnement, de l' A ménagement et du L ogement
EC	E quipe C ontrôle
EDF	E lectricité D e F rance
EE	E ntreprise E xtérieure
ELPS	E quipe L ocale de P remier S ecours
EM	E quipe M ouvement
EP	E au P ressurisée
ETC-L	E quipe T echnique de C rise L ocale
FIS	F onction I mportante pour la S ûreté
FLS	F ormation L ocale de S écurité
GEF	G roupe E lectrogène F ixe
GEM	G roupe E lectrogène M obile
GIE INTRA	G roupement d' I ntérêt E conomique « I NTervention R obotique sur A ccident »
GTC	G estion T echnique C entralisée

GUS	G roupe électrogène mobile U ltime S ecours
HT	H aute T ension
ICPE	Installation C lassée pour la P rotection de l' E nvironnement
INB	Installation N ucléaire de B ase
IRIS	Installation de R adiographie, d' I magerie et de S pectrométrie
IRSN	Institut de R adioprotection et de S ûreté N ucléaire
ISO	I nternational O rganization for S tandardization
JdB	J eux de B arres
LABM	L aboratoire d' A nalyses de B iologie M édicale
MOX	M ixed O Xides (Mélanges d'Oxydes : Oxyde Mixte d'Uranium et de Plutonium)
MSK	M edvedev, S ponheuer et K arnik ¹
NGF	N ivellement G énéral de la F rance
PAI	P iège A Iode
PC	P oste C entral
PCD-L	P oste de C ommandement D irection L ocal
PCL	P oste de C ommandement L ocal
PCR	P ersonne C ompétente en R adioprotection
PGA	P eaK G round A cceleration
PMS	P ermanence pour M otif de S écurité
POEC	P Ompe d' E au du C oeur
PPI	P lan P articulier d' I ntervention
PUI	P lan d' U rgence I nterne
REEC	R Eservoirs d' E au du C oeur
REEF	R Eservoirs d' E ffluents
REEG	R Eservoirs d' E ffluents G azeux
REI	R ésines E changeuses d' I ons
REP	R éacteur à E au sous P ression
RESP	R Eservoir P ricipal en S odium
RIA	R eactivity- I nitiated A ccident (Accident d'Insertion de Réactivité)
RFS	R ègles F ondamentales de S ûreté
RJH	R éacteur J ules H orowitz
RNR	R éacteur à N eutrons R apides
SCP	S ociété du C anal de P rovence
SCR	S ervice C ompétent en R adioprotection
SCSIN	S ervice C entral de S ûreté des I nstallations N ucléaires

¹ Échelle d'intensité sismique portant le nom des 3 sismologues européens qui en sont à l'origine

SDIS	S ervices D' Incendie et de S ecours
SGTD	S ervice de G estion et T raitement des D échets
SMCP	S ervice M étiers C onduite de P rojets
SMHV	S éisme M aximal H istoriquement V raisemblable
SMS	S éisme M ajoré de S écurité
SPR	S ervice de P rotection contre les R ayonnements ionisants
SSC	S tructures, S ystèmes et C omposants
SST	S ervice de S anté du T ravail
STIC	S ervice des T echnologies de l' I nformation et de la C ommunication
STL	S ervice T echnique et L ogistique
TFA	T rès F aiblement A ctifs
TGBT	T ableau G énéral B asse T ension
TN	T errain N aturel
TOR	T out O u R ien
TQRP	T echnicien Q ualifié en R adio P rotection
UCAP	U nité de C ommunication et A ffaires P ubliques
VAEC	V anne d' A limentation d' E au du C œur

0. LIMINAIRE

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

Par exemple, pour le risque de séisme, les installations sont déjà construites pour résister à un séisme « majoré », significativement supérieur au séisme le plus fort identifié au cours de l'histoire, dans la région où est située l'installation. Une marge importante est donc ainsi mise en place lors de la construction de l'installation, aussi bien en matière de séisme (cf. § 3.2) qu'en matière d'inondation (cf. § 4.2).

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

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

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

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

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

1. CARACTERISTIQUES DE L'INSTALLATION

1.1. Généralités

L'Installation Nucléaire de Base n° 24 (INB CABRI) est implantée à l'extrémité Sud-Est du site du CEA/Cadarache, dans la zone dénommée « Quartier du Médecin ». L'exploitant nucléaire de cette INB est le Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energies Alternatives (CEA).

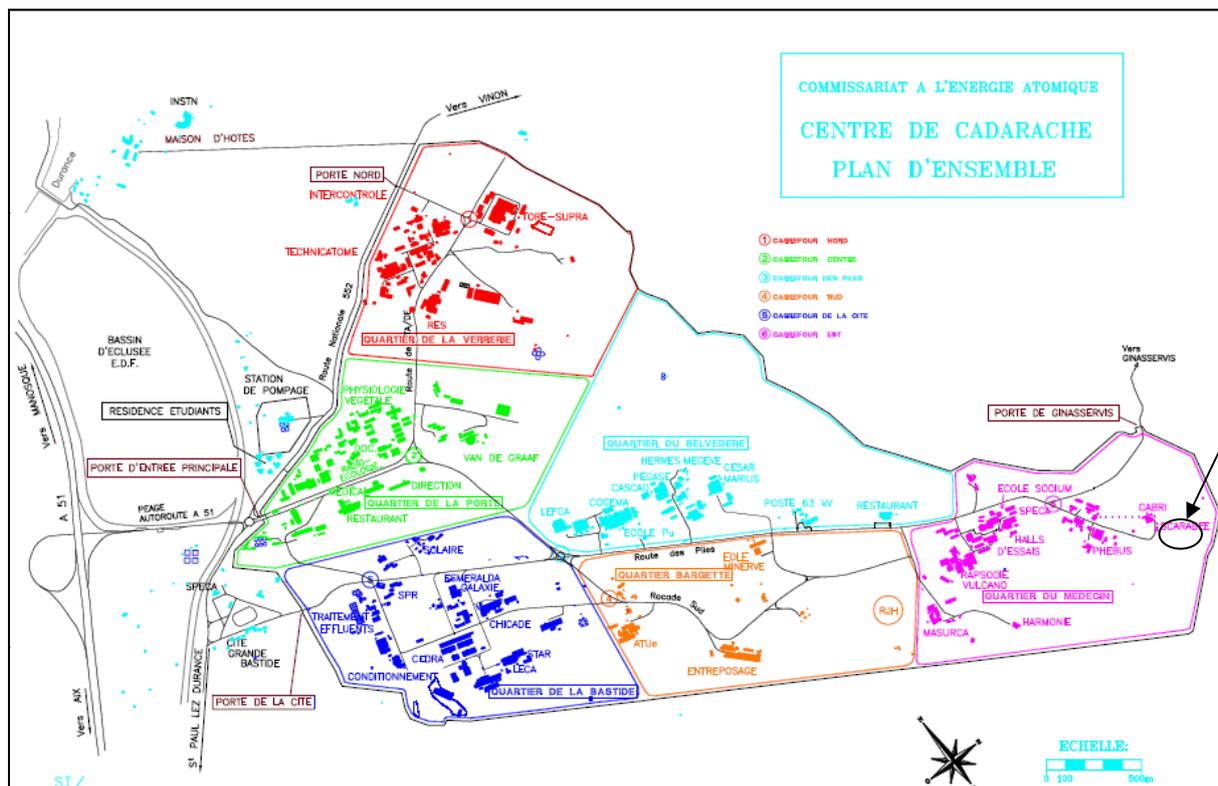


Figure 1 : Carte du site de Cadarache et de l'environnement de l'installation CABRI

Le site du CEA / Cadarache est situé à 35 km au Nord-Est d'Aix en Provence et à 60 km de Marseille. Il est éloigné des grands centres industriels, qui se trouvent à plus de 50 km.

L'environnement industriel de l'INB est présenté et analysé au chapitre 7.

Dans le cadre du changement de la boucle expérimentale du réacteur CABRI (passage d'une boucle de sodium par une boucle de refroidissement par de l'eau sous pression), l'installation a fait l'objet d'un réexamen de sûreté. Ce réexamen de sûreté a engendré la réalisation de travaux dont les principaux sont les suivants :

- renforcements du Génie Civil et de certains équipements mécaniques afin de prendre en compte les récentes évolutions des règles de sûreté traitant de l'aléa sismique,
- remise à niveau vis-à-vis de la maîtrise du risque incendie,
- rénovation de la ventilation de l'installation,
- extension d'un bâtiment d'entreposage de matériels d'exploitation et d'entreposage temporaire des structures métalliques issues du démontage des circuits sodium.

Par ailleurs, le cœur du réacteur a été entièrement déchargé vers une piscine dénommée « bac annexe », de décembre 2003 à juin 2012 pendant la phase travaux. Pour cette étude, la phase de travaux et de redémarrage est considérée terminée et le cœur du réacteur est considéré chargé en piscine CABRI.

1.2. Principales caractéristiques

1.2.1. Description sommaire de l'installation

L'INB n° 24 CABRI est un réacteur expérimental de type piscine. Il permet d'étudier le comportement du combustible, en reproduisant à une échelle réduite au niveau d'un crayon combustible, les effets de situations accidentelles qui pourraient se produire dans des réacteurs de puissance.

Le réacteur CABRI est constitué :

- d'un cœur nourricier d'une puissance maximale de 25 MW, refroidi par de l'eau,
- d'une boucle d'essais destinée à recevoir dans une cavité située au centre du cœur nourricier, un dispositif d'essai contenant le crayon combustible à tester. La boucle d'essais permet de reproduire les conditions d'exploitation du combustible d'essai (pression et température) d'un réacteur à eau pressurisée.

L'INB 24 a été construite en 1962. Durant une première phase, de 1962 à 1968, l'installation a servi à l'étude d'accidents de réactivité (augmentation soudaine et rapide du flux neutronique dans le cœur d'un réacteur) des réacteurs expérimentaux et les limites de surpuissance sur différents types de cœur.

Dans une seconde phase, de 1968 à 1978, l'INB a été équipée d'une boucle expérimentale refroidie au sodium afin d'étudier le comportement du combustible de type RNR (Réacteurs à Neutrons Rapides) lors d'un accident de réactivité.

La première divergence de CABRI avec le cœur actuel a eu lieu en novembre 1977.

Quatre programmes principaux ont été menés depuis cette divergence :

- CABRI 1 : 1978/1986 ; 32 campagnes d'essais,
- CABRI 2 : 1986/1994 ; 12 campagnes d'essais,
- CABRI FAST : 1994/1996 ; 9 campagnes d'essais,
- CABRI RAFT : 1997/2001 ; 6 campagnes d'essais.

Ces essais ont permis, en particulier, de développer et de valider des codes de calcul qui sont utilisés pour les études de sûreté.

Actuellement, le CEA doit y réaliser des programmes de Recherche & Développement définis et pilotés par l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), dans le cadre de collaborations nationale et internationale. Ces programmes sont destinés à réaliser des essais dans les conditions thermohydrauliques représentatives des Réacteurs à Eau sous Pression (155 bar, 300°C) et à apporter des connaissances complémentaires sur le comportement des crayons combustibles, lors d'accidents de référence : l'Accident d'Insertion de Réactivité (RIA) et l'Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP).

Le nouveau programme prévu dans CABRI, prévoit, à travers une dizaine d'essais, de tester le comportement en conditions de RIA des combustibles UO₂ à fort taux de combustion, et aussi des combustibles MOX (Oxyde Mixte d'Uranium et de Plutonium), dans le cadre des futures gestions du combustible des REP (Réacteur à Eau sous Pression).

1.2.2. Bâtiments

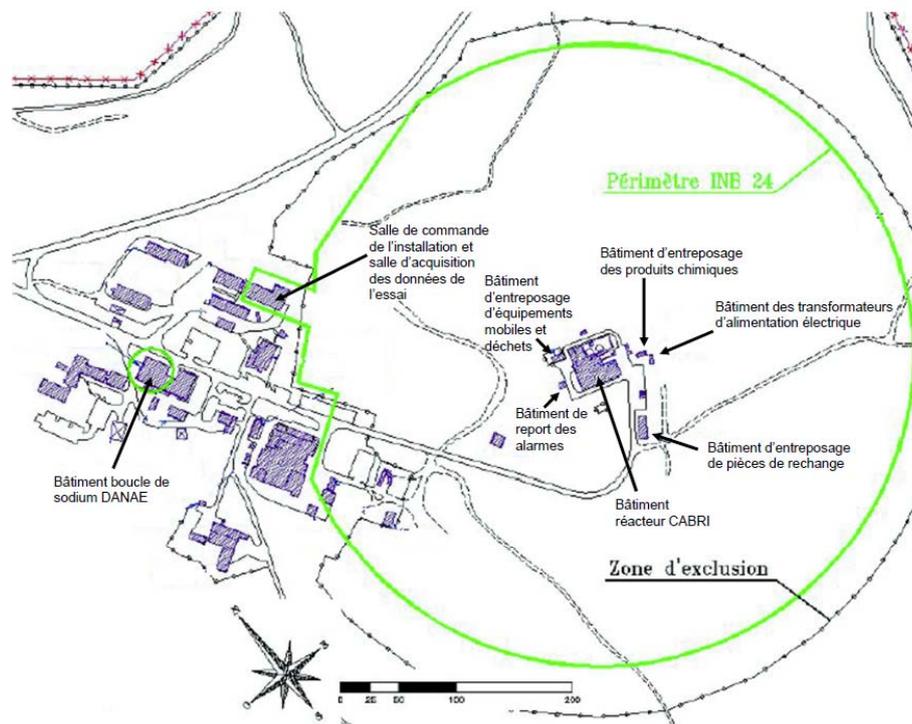


Figure 2 : Bâtiments du périmètre de l'INB 24 CABRI

Le périmètre de l'INB n° 24 comporte plusieurs bâtiments :

- Un complexe (d'environ 1620 m²) constitué :

- Du bâtiment principal où se situe le réacteur expérimental CABRI.

Le niveau 0,00 m du bâtiment réacteur comporte la piscine du réacteur, l'alvéole du caisson de la boucle d'essais à Eau sous Pression, le bac annexe (en eau) utilisé pour l'entreposage des éléments combustible du cœur nourricier, un bac déversoir appelé bac 90 (en air) en cas de débordement de la piscine, un bac appelé bac 60 utilisé pour l'entreposage des dispositifs d'essai sous eau, une partie des circuits d'hélium 3 et le puits du poste d'examen non destructif.

Le niveau – 2,7 m, coursive autour de la piscine CABRI, contient les circuits et réservoirs des barres transitoires (hélium 3), ainsi que l'accès à la crypte hodoscope.

Le niveau – 5,10 m abrite les circuits de la station d'épuration d'eau et les réservoirs d'entreposage des effluents liquides actifs issus de la boucle d'essai.

Le niveau – 7,80 m abrite le réservoir de collecte des effluents liquides de l'installation.

Le niveau – 8,30 m, côté Ouest, contient l'hodoscope (appareil permettant de mesurer le déplacement axial du combustible du crayon d'essai).

Le niveau – 10,90 m est occupé par la salle des pompes du circuit primaire du cœur nourricier.

- Du bâtiment des locaux sodium. Ce bâtiment, accolé à la face Nord du bâtiment réacteur, abrite les circuits de l'ancienne boucle d'essai en sodium, le réservoir de sodium, les cellules d'entreposage de pièges césium et des parties basses de cellules sodium, l'ancienne salle de commande du circuit sodium réutilisée en partie en salle électrique.
- De bâtiments annexes, qui regroupent les locaux abritant les systèmes fonctionnels liés directement à l'exploitation de l'installation : salles électrotechnique et électronique, local ventilation, local groupe électrogène, locaux batteries, locaux techniques, salle d'acquisition des mesures de l'hodoscope.

- Un bâtiment (d'environ 350 m²) destiné à l'entreposage d'équipements mobiles servant à l'exploitation de l'installation et à l'entreposage temporaire de déchets. Ce bâtiment abrite également le poste de repli permettant d'assurer des mesures de surveillance essentielles en cas de séisme.
- Un bâtiment (d'environ 80 m²) destiné à l'entreposage de pièces de rechange des équipements de l'installation.
- Un bâtiment (d'environ 20 m²) abritant les baies d'acquisition et de traitement des informations déportées au Poste Central (PC) de la Formation Locale de Sécurité (FLS) du centre par le réseau de téléalarme.
- Deux bâtiments (d'environ 20 m² chacun) abritant les transformateurs d'alimentation électrique de l'INB.
- Une aire d'entreposage de 75 m² de déchets conventionnels.
- Une aire d'entreposage de 75 m² de déchets Très Faiblement Actifs (TFA) à 2 t/m².
- Une aire d'entreposage de 240 m² de déchets TFA open top et/ou conteneurs marines à 10 t/m².
- Une aire d'entreposage de 20 m² de déchets liquides (deux capacités de 1 m³).
- Une partie d'un bâtiment (d'environ 480 m²) abritant la salle de commande déportée de 300 m de l'installation, la salle de pilotage des essais réalisés dans l'installation et la salle d'acquisition des données de l'essai.
- Une partie d'un bâtiment, situé à plus de 300 m du bâtiment réacteur, (d'environ 200 m²) abritant la boucle en sodium DANAE qui était destinée à la qualification et l'étalonnage des débitmètres des dispositifs d'essai.

1.2.3. *Fonctionnement de l'installation*

1.2.3.1. *Spécificité de fonctionnement de l'installation CABRI*

La spécificité de ce réacteur expérimental réside dans le système d'injection de réactivité et dans la conception même du cœur du réacteur qui permet de supporter cette injection de réactivité.

Le réacteur CABRI est en effet équipé de réservoirs dénommés « barres transitoires » remplis d'hélium 3 (gaz absorbant neutronique sous pression). Le remplissage ou la dépressurisation de ces cavités en hélium 3 permet de modifier en un temps très court la réactivité du réacteur source et de reproduire les conditions d'un accident d'injection de réactivité sur le combustible d'essai.

Le pilotage du réacteur est réalisé à l'aide des six Barres de Commande et de Sécurité (B.C.S.). Toute évolution anormale des paramètres de surveillance du fonctionnement du réacteur provoque l'arrêt sûr du réacteur par la chute des barres de commande-sécurité.

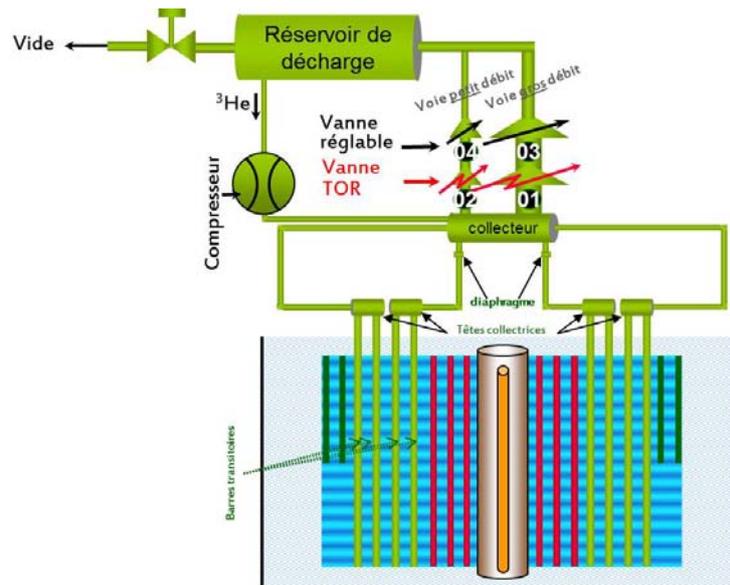


Figure 3 : Schéma de principe du fonctionnement des barres transitoires

De plus, le réacteur est doté d'un dispositif appelé « hodoscope » qui permet de suivre la déformation et les mouvements du combustible d'essai.

L'ensemble de ces éléments confère à l'installation son caractère unique pour l'étude des combustibles en situation accidentelle telle que les accidents de réactivité.

Le réacteur et la boucle d'essai sont implantés dans un bâtiment dénommé « bâtiment réacteur » doté d'un réseau de ventilation assurant :

- la mise en dépression des bâtiments dans lesquels des matières radioactives sont présentes,
- l'épuration et le conditionnement de l'atmosphère de ces bâtiments,
- la filtration des effluents gazeux rejetés par l'installation.

Un certain nombre de systèmes fonctionnels participent au fonctionnement du réacteur et de la boucle d'essai et à la maîtrise des risques associés à leur exploitation.

Il s'agit des systèmes fonctionnels permettant d'assurer :

- les manutentions diverses dans l'installation,
- la mise à disposition de zones d'entreposage,
- la collecte et la gestion des effluents liquides et gazeux et des déchets solides produits dans l'installation,
- la fourniture de fluides de servitude,
- la surveillance de l'installation par la collecte et le traitement d'informations,
- l'alimentation électrique normale ou secourue des équipements.

Enfin, le réacteur Cabri présente une autre spécificité dans son fonctionnement : contrairement aux autres réacteurs expérimentaux, le réacteur CABRI n'est pas déchargé / rechargé fréquemment. La même configuration du cœur est utilisée pour les différents essais d'un programme.

Pour les différents programmes d'essai et les tests préalables, deux paliers de puissance initiale sont utilisés : puissance maximale de 25 MW et 100 kW.

Le réacteur Cabri n'atteint ces niveaux de puissance qu'au cours d'un essai ; le temps de fonctionnement à ces niveaux est donc assez court au cours de l'année : 8 heures par an pour le niveau 100 kW et quelques heures par an pour le niveau 25 MW. Au cours des essais de puissance, les paliers de puissance réellement atteints environnent les 8 à 12 MW, et les paliers à 25 MW sont limités aux essais de redémarrage.

1.2.3.2. Fonctionnement de la boucle d'essai et gestion des effluents et déchets associés

La boucle d'essai a pour fonction l'obtention des conditions thermohydrauliques (155 bar, 300 °C) au niveau du combustible d'essai représentatives de celles rencontrées dans les réacteurs de puissance de la filière REP (Réacteurs à Eau sous Pression).

A l'issue d'un essai et après l'arrêt du réacteur, le dispositif d'essai est extrait de la cellule en pile au moyen d'une hotte de transfert manutentionnée à l'aide du pont roulant du bâtiment réacteur, soit vers un bac d'entreposage (bac 60), soit vers un poste dans lequel le combustible d'essai subit des examens tomographiques non destructifs.

Au préalable de l'évacuation hors de l'installation du dispositif d'essai en vue d'examens destructifs, le crayon d'essai subit une opération d'enrobage destinée à figer le combustible dans le dispositif d'essai pour garder la pertinence des examens destructifs.

L'entreposage des dispositifs d'essai, filtres de la Boucle A Eau Pressurisée (BEP) et Résines Echangeuses d'Ions (REI) et crayons de la perche hodoscope, s'effectue sous eau en conteneurs étanches situés dans le bac 60.

Après l'essai, la matière fissile initialement contenue dans le dispositif d'essai peut être retenue par le filtre du dispositif et le filtre EP associé à l'essai en cas de rupture du crayon d'essai.

L'eau de la boucle d'essai est vidangée dans le réservoir de décharge REEF 151. Le filtre EP est déposé et remplacé par la cartouche des REI via la hotte de manutention.

Les effluents liquides et gazeux issus des circuits de la boucle d'essai font l'objet d'une collecte dans l'installation. Cette collecte s'effectue par des circuits spécifiques (un circuit d'effluents liquides – un circuit d'effluents gazeux) munis de capacités isolées par rapport à l'environnement.

Les effluents liquides sont gérés à l'aide de deux réservoirs REEF 301 et REEF 302. Après entreposage, les effluents sont éventuellement évacués par un emballage de transport dédié en vue de leur traitement par une unité spécialisée. L'opération d'évacuation s'effectue en deux temps. Les effluents sont d'abord prélevés dans un réservoir tampon (REEF 303), puis évacués à partir de celui-ci dans l'emballage de transport.

1.2.3.3. Circuits de refroidissement

Les circuits de refroidissement du réacteur ont pour fonction essentielle d'extraire la puissance dégagée par le cœur nourricier. Cette fonction est réalisée par circulation d'eau en convection forcée ou en convection naturelle selon les configurations du réacteur.

Les circuits de refroidissement comportent :

- le circuit de refroidissement principal (convection forcée),
- le circuit de refroidissement dit de secours (convection forcée),
- le circuit de refroidissement par convection naturelle.

Les principaux composants faisant partie des circuits de refroidissement sont les suivants :

- réservoirs d'eau du circuit de refroidissement,
- tuyauteries de liaison entre les réservoirs et la cuve piscine,
- pompes de circulation,
- organes de réglage et d'isolement,
- instrumentation associée au fonctionnement et à la surveillance des circuits.

Le principe de conception du refroidissement du réacteur est précisé dans la figure ci-après.

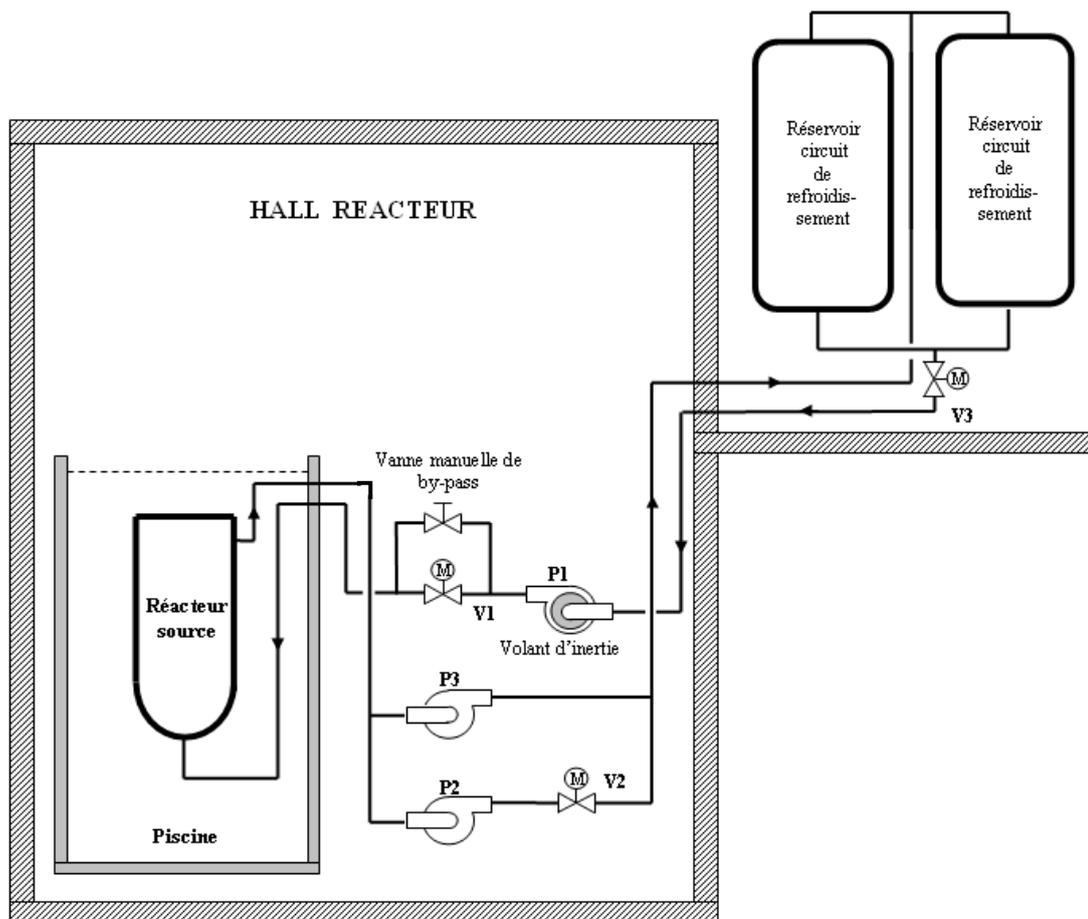


Figure 4 : Principe de conception du circuit de refroidissement du réacteur

Dans le circuit de refroidissement principal, l'eau déminéralisée provient de deux réservoirs de stockage (situés à l'extérieur de l'installation) d'un volume unitaire de 250 m³ et est envoyée dans le réacteur par

l'intermédiaire d'une pompe (pompe P1) munie d'un volant d'inertie. Elle traverse le cœur dans le sens ascendant, canalisée par la Boîte A Eau Inférieure (BAEI), le bloc cœur puis la Boîte A Eau Supérieure (BAES). L'eau est canalisée au niveau de la partie supérieure du cœur, est reprise par une pompe de relevage (pompe P2) puis renvoyée en tête des deux réservoirs de stockage.

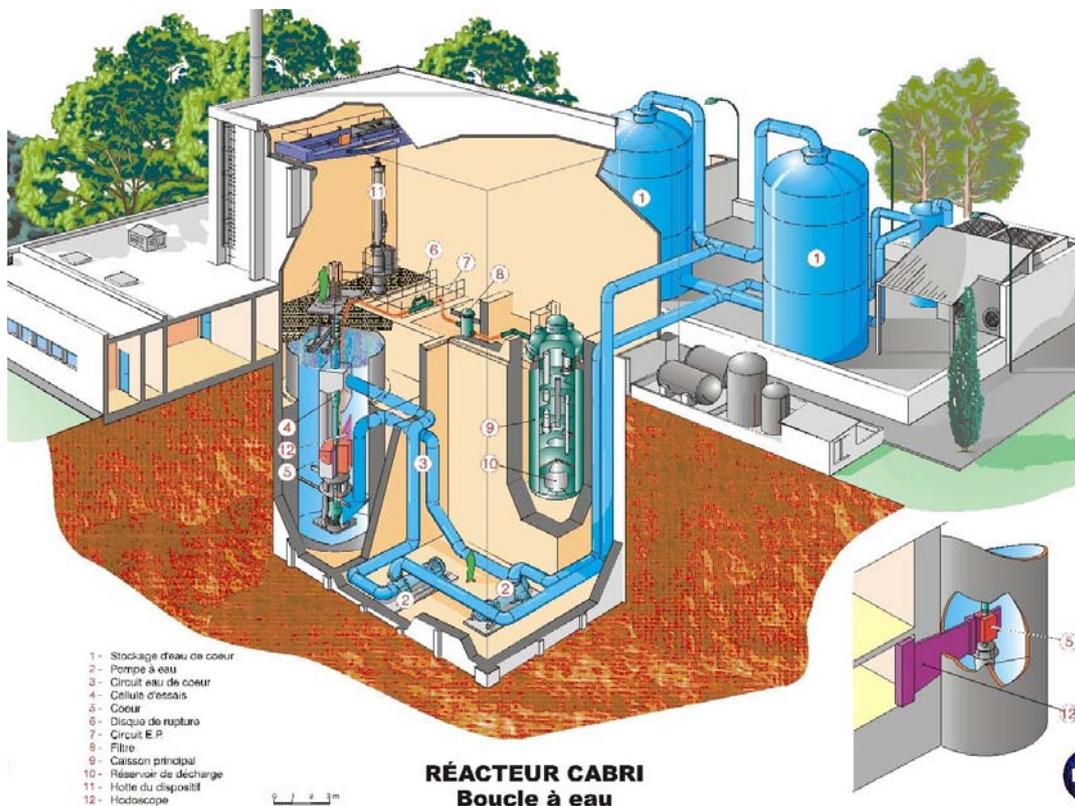
Le circuit de refroidissement dit de secours comprend une pompe de reprise (pompe P3) qui se situe sur un circuit parallèle de la pompe de relevage du circuit principal et qui permet d'assurer un débit de relevage correspondant au débit gravitaire.

Dès l'arrêt de la convection forcée, la circulation d'eau s'établit en convection naturelle, comme suit :

- entrée d'eau au niveau de la Boîte A Eau Inférieure par ouverture des clapets de convection naturelle,
- circulation ascendante dans le cœur nourricier,
- sortie d'eau par les orifices de la Boîte A Eau Supérieure.

L'ouverture des clapets de convection naturelle est passive grâce à un système de contrepoids et par défaut de pression dans la Boîte A Eau Inférieure, lorsque la convection forcée générée par les pompes s'arrête.

1.3. Etat actuel de l'installation



L'installation dispose de bacs et réservoirs d'entreposage qui sont les suivants :

- Réservoirs d'entreposage d'effluents liquides ou gazeux issus de la Boucle à Eau Pressurisée (BEP). L'un d'entre eux peut contenir les volumes d'effluents correspondants à la réalisation de deux essais ayant entraîné la rupture du crayon.
- Bac annexe, pour l'entreposage résiduel de combustibles du cœur nourricier. Il peut contenir un élément précurseur et environ 5 assemblages (uranium faiblement enrichi en uranium-235) (froids).
- Bac 60, conteneurs étanches comportant des dispositifs d'essai, des filtres EP, des Résines Echangeuses d'Ions (REI) ou des échangeurs minéraux (terme source maximum dans le bac équivalent à 9 termes sources contenus dans un crayon d'essai).

Dans la configuration actuelle, les matières radioactives et chimiques mises en œuvre au sein de l'installation sont les suivantes :

Matières radioactives :

- le combustible du cœur nourricier, (oxyde d'uranium faiblement enrichi en ^{235}U). Le combustible contient de la matière fissile et des produits radioactifs formés au cours du fonctionnement du réacteur (produits de fission) ;
- le combustible du dispositif d'essai (le combustible d'essai peut être un crayon combustible d'oxyde d'uranium (UO₂) ou un crayon d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium – MOX - irradié) ;
- les produits de fission et d'activation issus de la rupture éventuelle du gainage du combustible d'essai ;
- les pièges césium et les structures métalliques ayant été en contact avec le sodium des anciennes boucles expérimentales entreposées dans l'attente de leur évacuation pour traitement ;

- le sodium de l'ancienne boucle expérimentale, entreposé gelé dans son réservoir de repli ;
- le tritium produit par réaction neutronique sur l'hélium 3 dans les barres transitoires et contenu dans le circuit d'hélium 3.

Matières chimiques :

- du sodium, entreposé gelé dans son réservoir (15 tonnes) ;
- des systèmes de refroidissement en huile (circuit de refroidissement de l'accélérateur IRIS, échangeurs des pompes primaires) ;
- des réserves et cuves de gazole ;
- des réservoirs mobiles d'acide chlorhydrique et de soude nécessaires pour la régénération des résines de la station d'eau épurée (quantité d'environ 400 l) ;
- un mélange méthane-éthane-propane d'un volume de l'ordre de 30 litres pour la sonde gamma du poste IRIS et de méthane pour les chambres de l'hodoscope.

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

2.1. Introduction

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 INB. 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,

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

Les conditions de fonctionnement accidentelles étudiées dans le référentiel de sûreté sont définies par un évènement initiateur. Les études associées sont menées avec des hypothèses conservatives. Ce conservatisme couvre à la fois les hypothèses liées à l'état initial de l'installation ainsi que les règles d'études du scénario accidentel résultant de l'évènement 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 sûreté et ont déjà pu conduire à la mise en place de dispositions spécifiques pour y faire face.

Elles sont complétées par les dispositions prévues par le PUI 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'avéreraient 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 en complément des analyses déjà réalisées. Ces évaluations complémentaires font abstraction de la démarche de sûreté mise en place pour la conception et le dimensionnement des installations.

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

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

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

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

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

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

- à une perte de la fonction de refroidissement du cœur,
- à une perte de la fonction de refroidissement du combustible entreposé à sec ou sous eau,
- à une perte d'intégrité du confinement, notamment de l'enceinte extérieure de confinement (génie civil).
- à une perte des moyens de prévention des risques de criticité,
- à une perte des moyens de maîtrise des risques d'explosion, notamment le risque d'explosion d'hydrogène.

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

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

2.2. Risques d'effet falaise

2.2.1. Identification des matières pouvant être mobilisées

Les produits radioactifs ou dangereux susceptibles d'être mobilisés et pouvant conduire à un risque d'effet falaise sont les matières nucléaires constitutives des éléments combustibles du cœur nourricier du réacteur CABRI présents dans le bâtiment principal, et le sodium entreposé dans le bâtiment sodium.

Les réservoirs des locaux sodium et les tuyauteries adjacentes contiennent du sodium gelé contaminé, issu de l'ancienne boucle expérimentale. Les quantités entreposées sont suffisantes pour induire un risque d'effet falaise en cas de réaction sodium-eau.

Le réacteur CABRI est chargé et peut fonctionner jusqu'à une puissance de 25 MW (cf. chapitre 1.2.3.1). Le cœur nourricier du réacteur est constitué de plusieurs types d'assemblages de crayons combustibles. Un risque d'effet falaise peut être identifié en cas de dénoyage prématuré du cœur ayant lieu quelques heures après l'arrêt du réacteur dans le cas d'un fonctionnement initial à 25 MW. Dans le cas contraire, si le cœur nourricier est maintenu en eau pendant quelques heures, le niveau de puissance résiduelle atteint, serait compatible avec un refroidissement de type convection naturelle en air. Dans le cas d'un fonctionnement à 100 kW, le maintien en eau de quelques secondes serait suffisant pour atteindre un niveau de puissance résiduelle compatible avec un refroidissement de type convection naturelle en air.

Le circuit de la Boucle à Eau Pressurisée (BEP) en service peut contenir un terme source correspondant au cas d'un crayon combustible d'essai rupté. Les quantités de matières radioactives restent toutefois limitées et une fuite du circuit de la boucle d'eau pressurisée ne conduirait pas à un risque d'effet falaise.

Les réservoirs d'effluents actifs issus de la BEP peuvent contenir un terme source correspondant au maximum à la réalisation de quatre essais ayant entraîné la rupture d'un crayon. Les quantités de matières radioactives restent toutefois limitées et une fuite des réservoirs des effluents actifs ne conduirait pas à un risque d'effet falaise.

De même, pour les autres bacs et réservoirs d'entreposage (bac annexe, bac 60 et réservoir des effluents gazeux), les matières nucléaires et radioactives entreposées ne conduisent pas à un risque d'effet falaise, en raison de leurs faibles activités mobilisables.

Dans la suite de cette évaluation ne seront donc considérés que :

- **les matières radioactives issues du cœur nourricier du réacteur CABRI, dans le contexte d'un dénoyage du cœur après un fonctionnement réacteur, entraînant la fusion d'une partie du cœur.**
- **le sodium entreposé dans le bâtiment sodium, dans le contexte d'une réaction sodium-eau.**

2.2.2. Identification des situations initiales défavorables

Les situations initiales défavorables considérées pour l'étude sont les suivantes :

- Le réacteur est considéré chargé en piscine et fonctionne à la puissance maximale de 25 MW depuis 1 heure. Ce niveau de puissance a été retenu, car il correspond à la situation la plus défavorable pour le réacteur. Cependant, les paliers de puissance sont peu fréquents et sont en général de l'ordre de 8 à 12 MW (cf. § 1.2.3.1).
- La boucle d'essais est en service et peut contenir un terme source (uniquement après un fonctionnement du réacteur) correspondant au cas d'un crayon d'essai rupté. Cette situation est la plus pénalisante envisagée pour la boucle d'essai.
- La hotte de manutention est considérée soit au niveau du bac 60, soit au-dessus de la cellule EP (dans ce dernier cas, le réacteur est arrêté depuis au moins 10 heures). Elle peut contenir un dispositif d'essai, ou un filtre EP, ou des REI. Ces situations sont les plus pénalisantes.
- Le pont roulant est considéré à vide et dans sa position de garage. Il ne se situe pas au-dessus de la piscine, position occupée uniquement lors de maintenances de la hotte, lorsque le réacteur est à

l'arrêt depuis une durée suffisante pour exclure un risque d'effet falaise du fait d'une puissance résiduelle limitée.

2.2.3. Identification du risque d'effets falaises

Le risque de criticité ne conduit pas à un effet falaise. Toutefois il est important de rappeler que le maintien de la sous-criticité est assuré par la stabilité d'ensemble du bloc cœur. Concernant les entreposages de combustibles (bac 60 et bac annexe), ceux-ci restent sous-critiques y compris en cas de dénoyage.

Le risque hydrogène ne conduit pas à un effet falaise : ce risque pourrait apparaître en cas de difficulté d'inertage de certaines capacités (cf. §3.1.2.3) telles que les réservoirs d'effluents et des fourreaux d'entreposage de résines échangeuses d'ions. En effet, ces équipements sont séparés de la zone comportant la cuve réacteur par des voiles épais en béton et l'explosion qui résulterait de l'impossibilité d'inertage ces capacités ne conduira pas à un effet falaise sur la cuve du réacteur. D'autre part, le besoin en inertage n'étant pas immédiat, on peut considérer qu'une éventuelle explosion interviendrait dans un délai assez long après l'arrêt du réacteur, au-delà duquel le besoin d'intégrité de la cuve n'est plus crucial.

Enfin, la libération des effluents actifs dans l'installation en cas d'explosion des réservoirs ne devrait pas conduire à un effet falaise du type contamination des nappes phréatiques du fait du relatif découplage entre la nappe située au plus proche de l'installation CABRI et les autres nappes phréatiques du centre.

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

- Le dénoyage conduisant à la fusion du cœur de CABRI. Cet événement est susceptible d'entraîner une dissémination significative de matières radioactives dans l'environnement suite à la dégradation des barrières de confinement statique (gaine des crayons du cœur, ...) et à la perte du confinement dynamique due à la perte de la ventilation après séisme.
- Une réaction sodium / eau. Cet événement est susceptible de se produire en cas de contact entre le sodium gelé entreposé dans les locaux sodium et l'eau des réservoirs d'eau du cœur situés à proximité.

2.3. Structures et équipements essentiels

Dans la configuration actuelle de l'installation et dans le cadre de l'étude des risques d'effets falaises identifiés ci-dessus, les Fonctions Importantes pour la Sûreté (FIS) suivantes sont particulièrement examinées :

- La mise et le maintien à l'arrêt sûr du réacteur,
- L'évacuation de la puissance résiduelle,
- La maîtrise du confinement des matières radioactives.

Sont présentés ci-dessous, les Structures, Systèmes et Composants clés (SSC) dont la défaillance engendrerait un risque d'effet falaise (sur la base des situations recensées au § 2.2) et la remise en cause des FIS identifiées précédemment.

- Structures, Systèmes et Composants clés pour la mise et le maintien à l'arrêt sûr du réacteur :
 - le système de détection sismique, qui entraîne la chute des Barres de Commande et de Sécurité (BCS) dès la première onde sismique (onde de compression P), et l'arrêt du réacteur ;
 - le bloc cœur, qui assure une stabilité d'ensemble, garantissant l'absence d'agressions de la cuve. D'autre part, le bloc cœur garantit le maintien des éléments combustibles du cœur nourricier et des BCS.
- Structures, Systèmes et Composants clés vis-à-vis de l'évacuation de la puissance résiduelle :

Seul le cœur nourricier est l'objet de cette fonction durant les premières heures qui suivent l'arrêt du réacteur. En effet, les entreposages annexes ne présentent que de faibles puissances résiduelles, un défaut de refroidissement n'entraînerait pas d'effet falaise. Les SSC identifiés sont :

- les parois et le fond de la cuve de la piscine réacteur le fourreau hodoscope, leur perte d'étanchéité étant susceptible d'entraîner un dénoyage du cœur,
- les casse-siphons, leur obstruction associée à la rupture du circuit primaire en salle des pompes pourrait entraîner le dénoyage du cœur par siphonage de la piscine.

Nota : les clapets de convection naturelle ne font pas partie des équipements essentiels ; en effet, il a été démontré par calculs, que même dans le cas de non ouverture, les transitoires les plus sévères de perte de refroidissement (arrêt brutal de débit en convection forcée, rupture de la branche froide des tuyauteries d'eau du cœur) restent acceptables en termes de tenue mécanique des crayons combustibles qui constituent le cœur nourricier.

- Structures, Systèmes et Composants clés pour la maîtrise du confinement :

Le bâtiment réacteur constitue une structure participant à la maîtrise du confinement vis-à-vis de la détérioration du combustible (fusion) en cas de perte de refroidissement du cœur nourricier après l'arrêt du réacteur.

- Structures, Systèmes et Composants clés vis-à-vis du risque de réaction sodium-eau :

- les structures de la cellule R1 (contenant le réservoir sodium RESP01),
 - les réservoirs sodium (RESP01) et d'eau du cœur (REEC 03 – 04).
- Les équipements ci-dessous ont aussi été identifiés comme SSC, car nécessaires à la surveillance post-accidentelle de l'installation :
 - les alimentations électriques des équipements de la baie de repli située dans le poste de repli dans le Bâtiment d'Entreposage,
 - la baie de repli dans le Bâtiment d'Entreposage assurant la surveillance de certains paramètres du réacteur,
 - les câbles et capteurs permettant de transmettre les informations des paramètres du réacteur.

On recense également les structures et équipements qui seraient susceptibles d'agresser les SSC identifiés. Ils sont présentés ci-dessous.

- Agresseurs potentiels par effet missile associés au risque de dénoyage du cœur :

- les tuyauteries d'entrée et de sortie d'eau du cœur situées en piscine,
- le tabouret support et les chambres de mesure neutroniques,
- les vannes rapides des barres transitoires,
- les superstructures (poutres supérieures),
- les équipements accrochés aux superstructures dont la cellule EP, les carreaux de plomb, et les protections biologiques,
- le bâti support de motorisation des BCS,
- les passerelles (situées à -2,7 m et à -8 m),
- la toiture du bâtiment,
- la cheminée de l'installation.

Le pont roulant du bâtiment Réacteur n'est pas considéré comme agresseur potentiel de la cuve du fait de sa position. Bien que sa chute ne soit pas à l'origine d'un effet falaise, la robustesse de cet équipement sera toutefois étudiée (cf. §3.1.2.2.3).

- Agresseurs potentiels par effet missile sur les équipements assurant la surveillance post-accidentelle :
 - Le pont roulant du Bâtiment d'Entreposage dans sa position de garage,
 - Le château X, au poste de stockage.

Les Structures, Systèmes et Composants clés et leurs agresseurs identifiés ci-avant, font l'objet d'analyses approfondies dans les paragraphes suivants.

3. **SEISME**

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 pour la prise en compte de l'aléa sismique a été mise au point et formalisée en 1974 dans le DSN 50, qui est resté le seul document de référence en la matière pendant des années. 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 Règle Fondamentale de Sûreté (RFS) sur ce thème qui a été publiée en 1981 (RFS I.2.c en 1981 applicable aux 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 Cadarache et évolution

Historique

Dès les premières années d'existence du centre, un observatoire sismique a été créé et les réacteurs construits à Cadarache devaient être conçus en tenant compte du risque sismique. Ce risque a été considéré dès la conception des INB en s'appuyant sur les recommandations AS 55 de 1955 (établies suite au séisme d'Orléansville en Algérie de 1954), puis sur les règles parasismiques de 1962 (PS62/64) et enfin celles de 1969 (PS69).

Un des premiers cas d'emploi de la démarche formalisée dans la RFS n° I.2.c de 1981 a concerné le réacteur PHEBUS. L'intensité du SMHV a été fixée à VIII MSK et celle du SMS à IX MSK. En parallèle, une esquisse de la carte sismotectonique de la Provence centrée sur le centre de Cadarache a été réalisée en 1974. Pour déterminer le SMHV, il avait été pris en compte les séismes les plus forts identifiés dans un rayon de 40 km autour du site, ce qui conduisait à un spectre avec un PGA^2 correspondant à une intensité VIII, calé à 0,225g (magnitude évaluée entre 5 et 5,7 pour une profondeur variant de quelques km à 10 km). Pour le SMS correspondant à une intensité IX, le spectre du séisme "proche" était forfaitairement calé à 0,45 g. L'aléa sismique sur le site a ensuite été réévalué en 1988 conformément à la RFS n° I.2.c de 1981 et il a été retenu les deux séismes de référence suivants :

- un SMHV « lointain » correspondant au séisme de Lambesc de 1909 et d'intensité VIII MSK. Le SMS « lointain » correspondant, d'intensité IX MSK, était représenté par un spectre de réponse du sol dont le PGA était de 0,5g ;
- un SMS « proche » correspondant à l'accident Durancien, d'intensité VIII-IX MSK et représenté par le spectre de réponse forfaitaire de la RFS n° I.2.c calé à 0,5g.

La réévaluation sismique produite conjointement à la parution de la RFS n° 2001-01 a conduit à retenir :

- deux couples magnitude / distance pour le SMHV,
 - M=5,3 et R=7,1 km (séisme « proche »), correspondant au séisme de Manosque de 1708, translaté le long de la Faille de la Moyenne Durance au plus près du Centre de Cadarache ;
 - M=6,0 et R=16,5 km (séisme « lointain »), correspondant au séisme de Lambesc de 1909, survenu sur la faille de la Trévaresse, mais positionné de manière plus pénalisante pour le Centre de Cadarache sur le Chevauchement du Lubéron ;
- deux couples magnitude / distance pour le SMS :
 - M=5,8 et R=7,1 km (séisme « proche ») correspondant à la majoration du séisme de Manosque 1708 translaté sur la faille de la Moyenne Durance,
 - M=6,5 et R=16,5 km (séisme « lointain ») correspondant à la majoration du séisme de Lambesc 1909 translaté sur le Chevauchement du Lubéron,
- pour le paléoséisme, le couple magnitude / distance M=7 et R=18,5 km.

Afin de comparer ces séismes de référence à la notion de PGA, notons que pour le niveau « SMHV », c'est le séisme de Manosque translaté qui est le plus pénalisant et qui produit les valeurs suivantes :

- 0,24 g pour la condition de sol « sédiment »,
- 0,22 g pour la condition de sol « rocher ».

Pour l'enveloppe du SMS et du paléoséisme, référence utilisée pour le dimensionnement des installations neuves et les réexamens de sûreté, les valeurs de PGA sont les suivantes :

- 0,34 g pour la condition de sol « sédiment »,
- 0,31 g pour la condition de sol « rocher ».

² PGA = Peak Ground Acceleration : il s'agit de l'accélération maximale du sol. Elle correspond également à la valeur de l'accélération à haute fréquence des spectres de réponse. Cette notion est souvent utilisée pour « normaliser » les spectres de réponse sur les fréquences élevées.

C'est toutefois l'intégralité des spectres de réponses qu'il convient de considérer. La Figure 5 présente ces différents spectres. Il convient de noter que pour les hautes fréquences, c'est le « SMS » qui est le plus pénalisant alors qu'à basse fréquence, c'est le paléoséisme. A noter que pour les niveaux sismiques à prendre en compte pour le dimensionnement des installations, le séisme de Lambesc « lointain » positionné sur le Chevauchement du Lubéron n'a pas d'incidence sur le spectre finalement retenu.

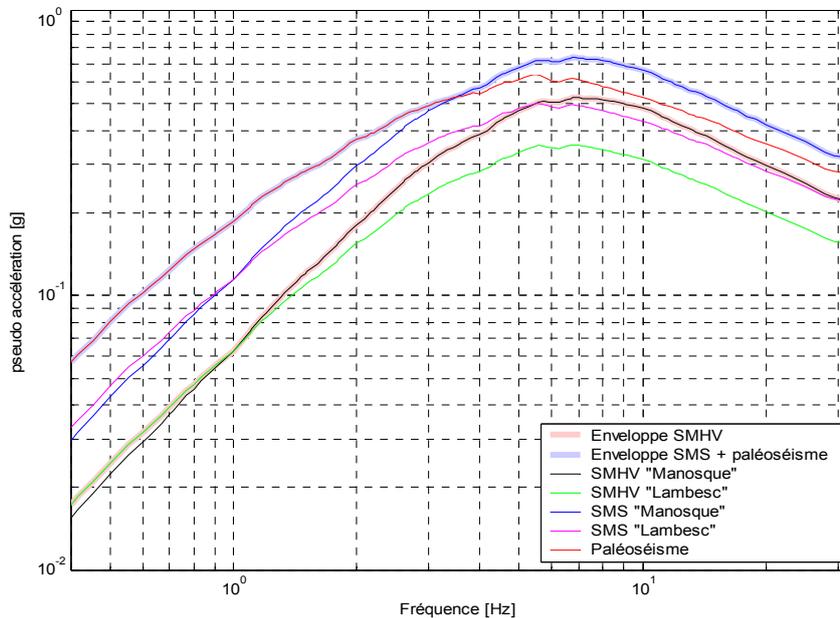


Figure 5 : Spectres de réponse (condition de site « rocher » à 5% d'amortissement) du référentiel « aléa sismique » du Centre de Cadarache.

Cas particulier de la détermination de la magnitude et de la distance retenues pour le paléoséisme

La RFS 2001-01 impose de prendre en compte d'éventuels « paléoséismes ». Un paléoséisme est un évènement sismique survenu dans un intervalle de temps de quelques dizaines de milliers d'années, au-delà de la période d'observation dite « historique » (environ 1000 ans), et qui a laissé des traces dans les formations géologiques les plus récentes (indice « paléosismique »). L'établissement du paléoséisme de référence pour un site donné est donc sujet aux découvertes de tels indices paléosismiques. Dans l'optique de proposer un aléa sismique « stable », l'approche suivie consistait à définir un paléoséisme « enveloppe ».

La magnitude fixée pour le paléoséisme de Cadarache a ainsi été établie selon l'état des connaissances de la fin des années 1990. A cette époque, compte tenu de l'état de l'art, on ne disposait pas d'éléments suffisants pour connaître la géométrie de la Faille de la Moyenne Durance en profondeur. Il ne pouvait être exclu que cette faille puisse se prolonger dans le « socle » et l'hypothèse pénalisante d'une rupture sur toute sa longueur avait été retenue, aboutissant à une magnitude de 7.

La distance focale à retenir pour la paléoséisme a été définie sur des bases probabilistes. L'intensité IX a été calculée comme étant représentative du niveau « paléoséisme » conformément à l'esprit de la RFS 2001-01. La distance focale de 18,5 km correspond à la distance au site d'un séisme qui provoquerait une intensité IX pour un séisme de magnitude 7. Cette approche intégrait également implicitement le fait que la relation d'atténuation associée à la RFS 2001-01 ne permet pas de caractériser l'effet de « saturation » de l'accélération à mesure que l'on s'approche du plan de rupture (en deçà d'une certaine distance à la faille, l'accélération n'augmente plus), effet pris en compte dans des relations d'atténuation plus complètes.

3.1.1.3. Marges sur la détermination de l'aléa selon les INB de Cadarache considérées.

Comme évoqué précédemment, la démarche déterministe de la RFS 2001-01 permet de dégager des conservatismes (déplacement des séismes au plus proche des sites, majoration de magnitude). Toutefois, selon les installations considérées, des marges supplémentaires peuvent être considérées.

Distances réelles des INB par rapport à la Faille de la Moyenne Durance

En 2001, il a été choisi de définir un aléa sismique « unique » pour l'ensemble du Centre de Cadarache (à l'exception près de la prise en compte des conditions de sol « rocher » et « sédiments »). De ce fait, les distances minimales des failles à la clôture du Centre ont été retenues. Compte tenu que la source la plus forte de l'aléa sismique se trouve être la Faille de la Moyenne Durance, que cette dernière est proche du Centre (distance minimale en surface d'un peu plus de 5 km par rapport à la porte d'entrée du Centre) et que le Centre de Cadarache présente de grandes dimensions (plus de 5 km dans sa plus grande dimension), les distances focales des INB situées dans la zone Sud-Est du Centre sont plus importantes que celle à la porte d'entrée du Centre et les marges qui en résultent peuvent être significatives.

A titre d'exemple, pour le SMS, la profondeur focale retenue lors de l'évaluation de 2001 est de 5 km et le tableau suivant donne les distances focales au droit de la Porte d'entrée et de quelques INB du Centre.

Localisation	Distance épacentrale	Distance focale
Porte d'entrée du Centre	≈ 5 km	7,1 km
Atelier de Technologie de Plutonium (ATPu)	≈ 7 km	8,6 km
Zone RJH-MASURCA-RAPSODIE	≈ 9 km	10,3 km
Zone CABRI	≈ 10 km	11,2 km

La Figure 6 ci-après présente les différents spectres associés et permet d'illustrer le fait que certaines INB disposent de marges supplémentaires du fait de leur positionnement sur le Centre.

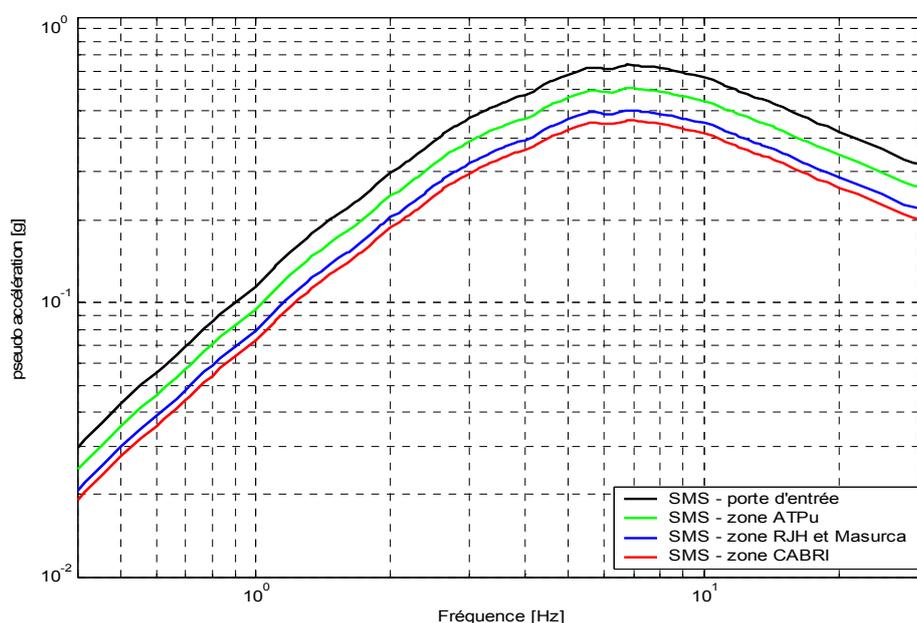


Figure 6 : Illustration de la marge disponible sur le SMS de par la distance réelle de différentes INB à la faille de la Moyenne Durance (spectres de réponse avec condition de site « rocher » à 5% d'amortissement).

3.1.1.4. Caractéristiques du séisme de dimensionnement

Bâtiment Réacteur et ouvrages mitoyens

Le Bâtiment Réacteur a été construit en 1963 et le risque sismique a été pris en compte lors de sa conception sur la base des recommandations AS 55 de 1955. Le risque sismique n'a par contre pas été considéré lors de la conception des autres ouvrages. Les hypothèses considérées à l'époque pour le dimensionnement sismique du bâtiment Réacteur étaient les suivantes :

- zone de forte sismicité des recommandations AS 55,
- coefficient de zonage : $\sigma_1 = 0,07$,
- coefficient de terrain : $\sigma_1 = 0,75$,
- coefficient de profondeur des fondations : $\sigma_3 = 1,00$.

Ces hypothèses conduisaient à une accélération horizontale de calcul voisine de 0,06g.

Une analyse du comportement sismique du Bâtiment Réacteur et des ouvrages qui lui sont mitoyens a été réalisée en 1975 en considérant le SMHV d'intensité VIII défini en 1974 qui était caractérisé par un spectre de réponse dont le PGA était de 0,225g.

Le Bâtiment Réacteur et les ouvrages qui lui sont mitoyens ont fait l'objet d'un réexamen de sûreté initié en 2002 et, dans ce cadre, le risque sismique a été pris en compte en considérant les SMS et le paléoséisme de référence définis selon la RFS n° 2001-01 pour le centre de Cadarache.

Bâtiment d'Entreposage abritant le poste de repli

Le Bâtiment d'Entreposage a été construit en 2003. Il a été dimensionné parasismique en considérant les SMS et le paléoséisme de référence définis selon la RFS n° 2001-01 pour le Centre de Cadarache. Les spectres de réponse du sol considérés étaient les spectres enveloppes des spectres définis pour les sols de types rocheux et alluvionnaire, c'est-à-dire le spectre de sol de type alluvionnaire.

3.1.2. Dispositions de protection du dimensionnement

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

Les SSC clés nécessaires pour atteindre un état de repli sûr et censés rester disponibles après le séisme sont présentés au paragraphe 2.3 et sont détaillés dans les paragraphes ci-après.

3.1.2.2. Principales dispositions de construction associées

3.1.2.2.1. Description des structures de génie civil du Bâtiment Réacteur et des ouvrages mitoyens

Les ouvrages de génie civil concernés sont repérés sur le schéma de la Figure 7. Ces ouvrages sont :

- le Bâtiment Réacteur (BR),
- la casemate extérieure située au nord du BR et liée structurellement à ce dernier,
- le Bâtiment Sodium (BS) situé dans l'angle nord-ouest de l'installation, qui abrite la Galerie Technique, le local Circuit de Comptage et de Prélèvement (CCP), les Cellules d'Entreposage (fosses SODIUM) et le local de Commande Sodium,
- le Sas d'accès au Bâtiment Sodium,
- le Bâtiment Annexe de première Génération (AG1), ayant la forme d'un L en plan et situé à l'ouest et au sud du BR,
- le Bâtiment Annexe de seconde Génération (AG2), situé au sud du précédent,
- le Bâtiment Annexe de troisième Génération (AG3), situé à l'est des précédents,
- le Sas Matériel (Sas Camion) situé à l'est du BR,
- la fosse équipée d'un réservoir des effluents chimiques située à l'est du BR,
- les deux réservoirs de stockage d'eau du cœur et leur bac de rétention, situés au nord-est de l'installation.

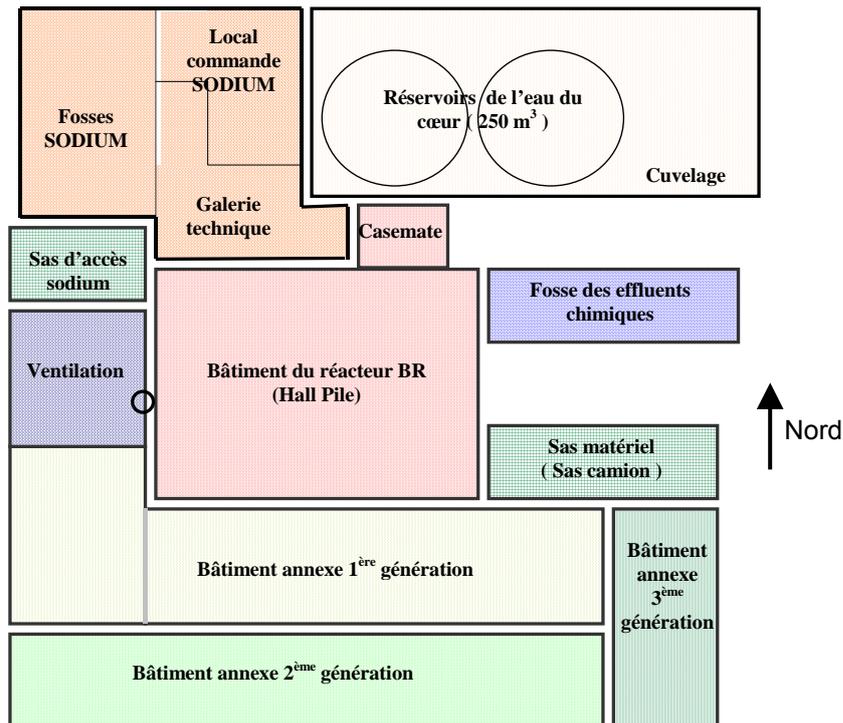


Figure 7 : Vue en plan du Bâtiment Réacteur et des ouvrages mitoyens

Le niveau 0,00 m correspond au sol du rez-de-chaussée des bâtiments.

Description du Bâtiment Réacteur

Le Bâtiment Réacteur est de forme rectangulaire en plan et a pour dimensions extérieures :

- largeur : 12,58 m dans la direction nord-sud,
- longueur : 19,08 m,
- hauteur : 24,00 m environ.

Il a été réalisé en béton armé et est fondé au niveau -11,70 m sur le rocher par l'intermédiaire d'un radier général épais. Il comporte deux parties distinctes :

- l'infrastructure située entre le radier et le niveau 0,00 m, où sont situés la piscine, les bacs d'entreposage, l'alvéole du caisson EP, des réservoirs et les différents circuits,
- la superstructure située au-dessus du niveau 0,00 m constituée d'un grand hall.

L'infrastructure est principalement constituée :

- d'un voile périphérique épais raidi par des poteaux formant des contreforts externes,
- d'un voile transversal central également épais, délimitant deux zones ouest et est dans le bâtiment,
- du cuvelage dans lequel est disposée la cuve de la piscine du réacteur, situé dans la zone sud-ouest, qui va du dessus du radier jusqu'au niveau - 2,70 m,
- du local Hodoscope situé au niveau -8,50 m dans la zone nord-ouest du bâtiment,
- des bacs 60 et 90 situés dans la zone ouest contre le voile périphérique nord,
- du bac Annexe et de celui de l'alvéole du caisson EP (ancienne piscine SCARABEE) situés dans la zone est contre le voile périphérique nord,
- de planchers aux niveaux -7,80, -5,10 et 0,00 m dans la zone est, constitués de dalles épaisses en béton armé. Les planchers aux niveaux -7,80 et -5,10 m sont partiels, situés dans l'angle sud-est du bâtiment.

Le cuvelage contenant la cuve de la piscine forme un réservoir cylindrique à génératrices verticales de 5,00 m de diamètre. Il comprend un fond plat et une virole cylindrique qui sont constitués d'une peau métallique réalisée par soudage de tôles en acier inoxydable. L'épaisseur de la peau est de 5 mm pour le fond et la partie supérieure de la virole et de 10 mm pour la partie inférieure de la virole.

Le cuvelage et le local Hodoscope sont situés à l'intérieur d'un béton armé de remplissage de forte épaisseur qui est présent au-dessous du niveau -2,70 m dans toute la zone ouest du bâtiment.

Les parois des différentes casemates contenant les bacs sont constituées de voiles épais en béton armé.

La superstructure est principalement constituée :

- d'un voile périphérique raidi par des poteaux en béton armé sur les quatre façades,
- de huit portiques transversaux : deux portiques de rive solidaires des voiles situés sur les pignons est et ouest et six portiques intermédiaires dont les poteaux raidissent les voiles périphériques nord et sud,
- des poutres de roulement du pont roulant de 120 kN. Ces poutres sont en béton armé et situées au niveau +10,24 m sur les façades nord et sud,
- d'une dalle de couverture au niveau +12,34 m formant toiture-terrasse qui est portée par les traverses des portiques et les voiles périphériques,
- de la casemate située à l'extérieur du hall contre la façade nord, entre les niveaux 0,00 et +5,65 m (la partie de la casemate qui existait au-dessus du niveau +5,65 m a été déconstruite suite au réexamen de sûreté).

La superstructure supporte sur sa façade ouest une cheminée métallique de section circulaire qui culmine au niveau +30,00 m.

Consécutivement au dernier réexamen de sûreté, la structure de génie civil du Bâtiment Réacteur a été confortée afin d'améliorer sa robustesse en situation sismique.

Les principaux confortements réalisés ont consisté en :

- l'ajout de contre-poteaux extérieurs en béton armé sur la majorité des poteaux existants dans la hauteur du hall,
- la création de liernes périphériques extérieures en béton armé aux niveaux +7,10 et 9,20 m,
- la création d'une poutre périphérique extérieure de couronnement de la terrasse au niveau +12,22 m,
- le renforcement des traverses des portiques transversaux par l'ajout d'une surépaisseur en béton armé sur la dalle de la terrasse,
- le renforcement par l'intérieur des voiles d'infrastructure sud et est par des bandes de Tissus de Fibres de Carbone,
- la déconstruction partielle de la casemate extérieure entre les niveaux +5,65 et +12,20 m, et le renforcement de ses liaisons avec la façade nord du Bâtiment Réacteur,
- l'ajout au niveau +16,67 m de bracons de maintien latéral de la cheminée métallique, ancrés sur des massifs réalisés en toiture du bâtiment.

Description des Bâtiments Annexes

Ces bâtiments forment un ensemble dont les dimensions en plan sont les suivantes :

- sur la façade sud : 36,00 m dans la direction est-ouest et 11,00 m dans l'autre direction,
- sur la façade ouest : 7,00 m dans la direction est-ouest et 21,30 m dans l'autre direction.

Les Bâtiments AG1, AG2 et AG3 ont été construits respectivement en 1963, 1966 et 1972.

Le Bâtiment AG1 comporte un sous-sol partiel situé dans sa partie nord-ouest au droit du local ventilation, et un rez-de-chaussée. Les Bâtiments AG2 et AG3 ne comportent qu'un rez-de-chaussée. La hauteur de leurs toitures terrasses au-dessus du sol est variable, comprise entre 3,50 et 3,80 m. Ils ont été réalisés initialement en béton armé avec des remplissages en maçonnerie. Ils ont été confortés en 1975 à la suite de l'évolution de l'aléa sismique, principalement par le remplacement de certains murs en maçonnerie par des voiles en béton armé.

Le long des façades où il est mitoyen au Bâtiment Réacteur, la structure du Bâtiment AG1 est appuyée sur ce dernier par l'intermédiaire d'appareils d'appuis en néoprène. Elle est fondée ailleurs sur le rocher par l'intermédiaire de semelles superficielles.

Les structures des Bâtiments AG2 et AG3 sont fondées sur le rocher par l'intermédiaire de semelles superficielles.

Consécutivement au dernier réexamen de sûreté, les structures de génie civil de ces bâtiments ont été confortées afin d'assurer leur stabilité en situation sismique.

Les principaux confortements sont décrits ci-après.

- Bâtiment AG1 :
 - création d'un voile de contreventement au nord du local de ventilation,
 - prolongement d'un voile de contreventement existant,
 - création de chaînages et de maintiens latéraux pour certains murs en maçonnerie,
 - stabilisation au renversement de voiles de contreventement existants, soit par lestage des fondations, soit par réalisation de micro-pieux liés aux voiles et ancrés dans le rocher,
 - création d'un système de tirants en toiture.
- Bâtiment AG2 :
 - création d'un voile intérieur de contreventement côté est et de poteaux,
 - renforcement ou création de longrines et de poutres de toiture,
 - création en façade sud de deux contreforts transversaux, d'une dalle au sol sur toute la longueur du bâtiment comportant une bêche filante à son extrémité sud. Le rôle de cette dalle est de lester les contreforts et de répartir les efforts horizontaux transitant dans les longrines et voiles transversaux sur la bêche.
- Bâtiment AG3 :
 - création de voiles de contreventement sur les façades est, nord et sud,
 - renforcement du voile de contreventement existant sur la façade ouest,
 - renforcement de longrines,
 - création d'une dalle au sol sur la façade est, sur toute la longueur du bâtiment et comportant une bêche filante à son extrémité est. Le rôle de cette dalle est de répartir les efforts horizontaux transitant dans les longrines et voiles transversaux sur la bêche.

Description du Bâtiment Sodium

Les dimensions extérieures du Bâtiment Sodium sont les suivantes :

- largeur : 14,32 m dans la direction nord-sud,
- longueur : 15,84 m,
- hauteur : 12,05 m entre le niveau de la sous face du radier de la cellule R1 et le point haut de la toiture du local de contrôle commande.

Cet ouvrage a été construit en 1972. Il a été initialement réalisé en béton armé avec quelques murs en maçonnerie. Il a été conforté en 1975 à la suite de l'évolution de l'aléa sismique, principalement par le remplacement d'un mur en maçonnerie par un voile en béton armé sur sa façade est et l'ajout de chaînages. Il comporte :

- dans sa partie ouest, les trois Cellules R1 (réservoir sodium), R2 (pièges froids césium) et R3 (réservoir argon),
- dans sa partie sud, la Galerie Technique au niveau 0,00 m et le local CCP au niveau +2,30 m,
- dans sa partie centrale et coté est, un niveau intermédiaire au niveau +3,80 m,
- dans sa partie nord-ouest, le local de contrôle commande Sodium au niveau +1,05 m.

La structure est fondée sur des radiers, à l'exception toutefois du local Commande Sodium qui comporte un dallage et dont le voile de la façade est repose sur une semelle filante.

Les Cellules comportent deux niveaux de radier, l'un à -5,15 m au droit de la cellule R1, l'autre à -1.55 m. Elles comportent une dalle de couverture au niveau +3,05 m. Leur structure est constituée de parois épaisses.

La Galerie Technique est fondée sur un radier au niveau -0,40 m et sa dalle de couverture est située au niveau +2,30 m au droit du local CCP et +3,80 m ailleurs. La dalle de couverture du local CCP est au niveau +5,96 m. La structure de cette zone du bâtiment est dans l'ensemble constituée également de parois épaisses.

La toiture du local Commande Sodium est constituée d'une couverture en charpente métallique présentant une pente dans la direction est-ouest et dont le point haut est situé côté ouest au niveau +6,90 m.

Les études réalisées dans le cadre du réexamen de sûreté ont permis de démontrer que les exigences de comportement de ce bâtiment en situation sismique étaient satisfaites.

Description des sas

Les dimensions extérieures des sas sont les suivantes :

- Sas Matériel :
 - largeur : 3,24 m dans la direction nord-sud,
 - longueur : 10,53 m,
 - hauteur : 4,30 m.
- Sas d'accès au Bâtiment Sodium :
 - largeur : 4,33 m dans la direction nord-sud,
 - longueur : 6,15 m,
 - hauteur : 5,80 m.

Le Sas Matériel a été construit en 1972. Il ne comporte qu'un rez-de-chaussée. Sa superstructure était constituée initialement d'une ossature poteaux-poutres en béton armé comportant des remplissages en maçonnerie sur ses façades nord et sud et portant une dalle de couverture constituée de corps creux et d'un hourdis en béton. La superstructure repose sur une dalle en béton armé portée par deux poutres longitudinales appuyées côté ouest sur l'infrastructure du Bâtiment Réacteur par l'intermédiaire d'appareils d'appui en néoprène et, côté est, sur des semelles de fondation superficielles reposant sur le rocher.

Le Sas d'accès au Bâtiment Sodium a été construit en 1972. Il comporte un rez-de-chaussée et un étage partiel au niveau +2,67 m. Sa superstructure était constituée initialement d'une ossature poteaux-poutres en béton armé avec remplissages en maçonnerie et de dalles en béton armé aux niveaux +2,67 et + 5,50 m. Il repose côté sud sur les fondations du Bâtiment AG1 par l'intermédiaire de trois appareils d'appui en néoprène et, ailleurs, sur des semelles de fondation superficielles reposant sur le rocher.

Les Sas ont été confortés consécutivement au réexamen de sûreté afin d'assurer leur stabilité en situation sismique.

Les principaux confortements réalisés sont décrits ci-après.

- Sas Matériel :
 - Les murs en maçonnerie et la toiture ont été démolis partiellement dans les parties ouest, centrale et est du Sas, et remplacés par des portiques en béton armé de contreventement nord-sud.
 - Deux poutres longitudinales ont été créées en toiture à l'aplomb des murs nord et sud.
- Sas d'accès au Bâtiment Sodium :
 - création de voiles de contreventement au rez-de-chaussée et à l'étage,
 - renforcement des maçonneries par création de poteaux et de chaînages horizontaux,
 - renforcement des longrines de solidarisation des points d'appui.

Joints entre bâtiments

Les largeurs des joints entre les différents ouvrages sont variables, en général de l'ordre de 20 ou 40 mm. Consécutivement au dernier réexamen de sûreté, il a été procédé :

- à l'enlèvement du matériau d'interposition qui était présent dans les joints situés au-dessus du niveau 0,00 m,
- à l'élargissement à 100 mm du joint entre le voile périphérique du Bâtiment Réacteur et les dalles des terrasses du Bâtiment AG1.

3.1.2.2.2. Description des structures de génie civil du Bâtiment d'Entreposage

Le Bâtiment d'Entreposage est situé au nord-ouest du Bâtiment Réacteur. Ses dimensions extérieures sont les suivantes :

- largeur : 14,00 m dans la direction nord-sud,
- longueur : 20,00 m,
- hauteur : 8,80 m, mesurée entre la sous-face des fondations et le dessus des acrotères.

Le bâtiment ne comporte qu'un bloc dont la structure a été réalisée en béton armé. Il comporte un rez-de-chaussée au niveau 0,00 m, dans son angle sud-est un plancher très partiel au niveau +3,00 m couvrant le local vestiaire et le poste de repli, et une toiture-terrasse au niveau +7,65 m. Il est fondé sur un radier général reposant sur le rocher, qui est épaissi au droit des voiles. Son système de contreventement est constitué pour l'essentiel des voiles périphériques et d'un voile transversal ne régnant que jusqu'au niveau +4,40 m. Les dalles sont en béton armé.

Les voiles périphériques nord et sud comportent des corbeaux ponctuels en béton armé au niveau +4,40 m qui constituent les appuis des poutres de roulement d'un pont roulant d'une capacité de 100 kN.

Les distances séparant le Bâtiment d'Entreposage des autres bâtiments situés dans son voisinage immédiat sont telles qu'il ne peut pas y avoir d'interaction entre ces derniers en situation sismique.

3.1.2.2.3. Description des équipements de l'installation

La description se limite aux SSC listés au paragraphe 2.3 et qui font l'objet d'une évaluation de marge dans le cadre des ECS.

3.1.2.2.3.1. Les SSC clés pour la mise et le maintien à l'arrêt sûr du réacteur

Système de détection sismique

Le système comprend un capteur avec des accéléromètres suivant les trois axes. Il a été qualifié jusqu'à des accélérations de pic de 10g. Cependant pour les besoins de CABRI, le seuil de déclenchement a été réglé à une valeur bien inférieure soit 0,01g.

Bloc Cœur

La stabilité du cœur est assurée par différents composants. Le cœur du réacteur est intégré à un ensemble appelé Bloc Cœur, centré sur l'axe de la piscine.

Les équipements peuvent être scindés en trois ensembles structurellement indépendants :

- l'ensemble Bloc Cœur lui-même ; celui-ci est décrit ci-dessous ;
- l'ensemble Cuve ; (cf. description au § 3.1.2.2.3.2) ;
- l'ensemble Poutres Support ; (cf. description au § 3.1.2.2.3.2).

L'ensemble Bloc Cœur est immergé dans l'eau et l'interaction fluide-structure a un effet important sur son comportement sismique. Le Bloc Cœur est ancré au niveau -10,80 m. Il comprend, de bas en haut :

- la Boîte A Eau Inférieure (BAEI),
- la grille de supportage du cœur et l'enveloppe cœur intégrant les canaux d'irradiation,
- la cellule EP,
- la Boîte A Eau Supérieure (BAES).

La Boîte A Eau Inférieure (BAEI) est un ensemble d'éléments mécanosoudés en acier inoxydable constitué par :

- un corps principal de forme tronconique d'une hauteur de 1730 mm, qui reçoit la tuyauterie d'entrée d'eau de 600 mm de diamètre ainsi que les deux clapets de convection naturelle de diamètre de passage 400 mm ; le battant de ces deux clapets intérieur à la boîte à eau est maintenu fermé sous l'action de la pression de l'eau de refroidissement et il s'ouvre sous l'action d'un contrepoids en l'absence de circulation (la position ouverte ou fermée du clapet est indiquée par un dispositif comprenant un câble relié à un capteur de position),
- une bride inférieure qui est directement en appui sur le fond de la cuve de la piscine,
- une bride supérieure destinée à recevoir la grille support des éléments du cœur,
- un déflecteur et une grille de tranquillisation, qui équipent l'intérieur du corps, canalisent l'eau et uniformisent la vitesse à l'entrée de la grille.

Le Bloc Cœur est constitué des panneaux de l'enveloppe du cœur, de la grille de cœur, des canaux d'irradiation, des éléments du cœur et des chambres de démarrage.

La grille du cœur est percée :

- d'un trou central à axe vertical de 260 mm de diamètre destiné au passage de la cellule,
- de trous à axes verticaux de différents diamètres destinés à recevoir les pieds des assemblages.

L'enveloppe du cœur est constituée par 4 panneaux en alliage d'aluminium de 40 mm d'épaisseur, reliés entre eux par des liaisons de type charnière ainsi que des vis et des pions. C'est un boîtier à axe vertical dont la hauteur est d'environ 1560 mm.

Deux ouvertures aménagées dans deux panneaux opposés de l'enveloppe du cœur, permettent le passage des canaux d'irradiation (en air) en alliage d'aluminium ainsi que leur fixation. Ces canaux permettent en cours d'essai l'observation du combustible d'essai au travers d'un massif de collimation. Un soufflet indépendant (en air) est disposé entre l'extrémité du fourreau de l'hodoscope et le canal d'irradiation en regard pour limiter l'épaisseur de la lame d'eau.

La cellule EP et son tube de sécurité traversent la BAES et pénètrent dans le Bloc Cœur : ces éléments sont des tubes en alliages de zirconium qui sont liés entre eux par des brides dans leur partie supérieure.

La Boîte A Eau Supérieure (BAES) est constituée de 4 panneaux d'aluminium de 20 mm d'épaisseur et d'environ 2535 mm de hauteur. Les panneaux sont reliés entre eux et sur l'enveloppe du cœur par des liaisons de type charnière. La BAES comporte un piquage latéral de 600 mm de diamètre destiné à collecter l'eau de refroidissement provenant du cœur et est munie à son sommet d'un déflecteur. Des ouvertures prévues dans le déflecteur permettent le fonctionnement du réacteur en convection naturelle, et garantissent sa non-interaction avec la tringlerie des tubes des BCS et la cellule.

Consécutivement à la requalification sismique réalisée lors du dernier réexamen de sûreté, de multiples renforcements ont été réalisés sur l'ancrage de la BAES (modifications décrites ci-après) et sur les liaisons entre les panneaux de l'enveloppe cœur et la BAES. Ces modifications ont eu pour effet de rendre le Bloc Cœur totalement indépendant de la Cuve (en dehors des ancrages de la BAES).

3.1.2.2.3.2. Les SSC clés vis-à-vis de l'évacuation de la puissance résiduelle

Cuve piscine et fourreau hodoscope

Le rôle de la cuve piscine est de contenir le Bloc Cœur, les équipements nécessaires aux essais et l'eau qui entoure le cœur nourricier. L'ensemble constitué par la cuve, le Bloc Cœur et les autres équipements voisins est représenté sur la figure ci-après :

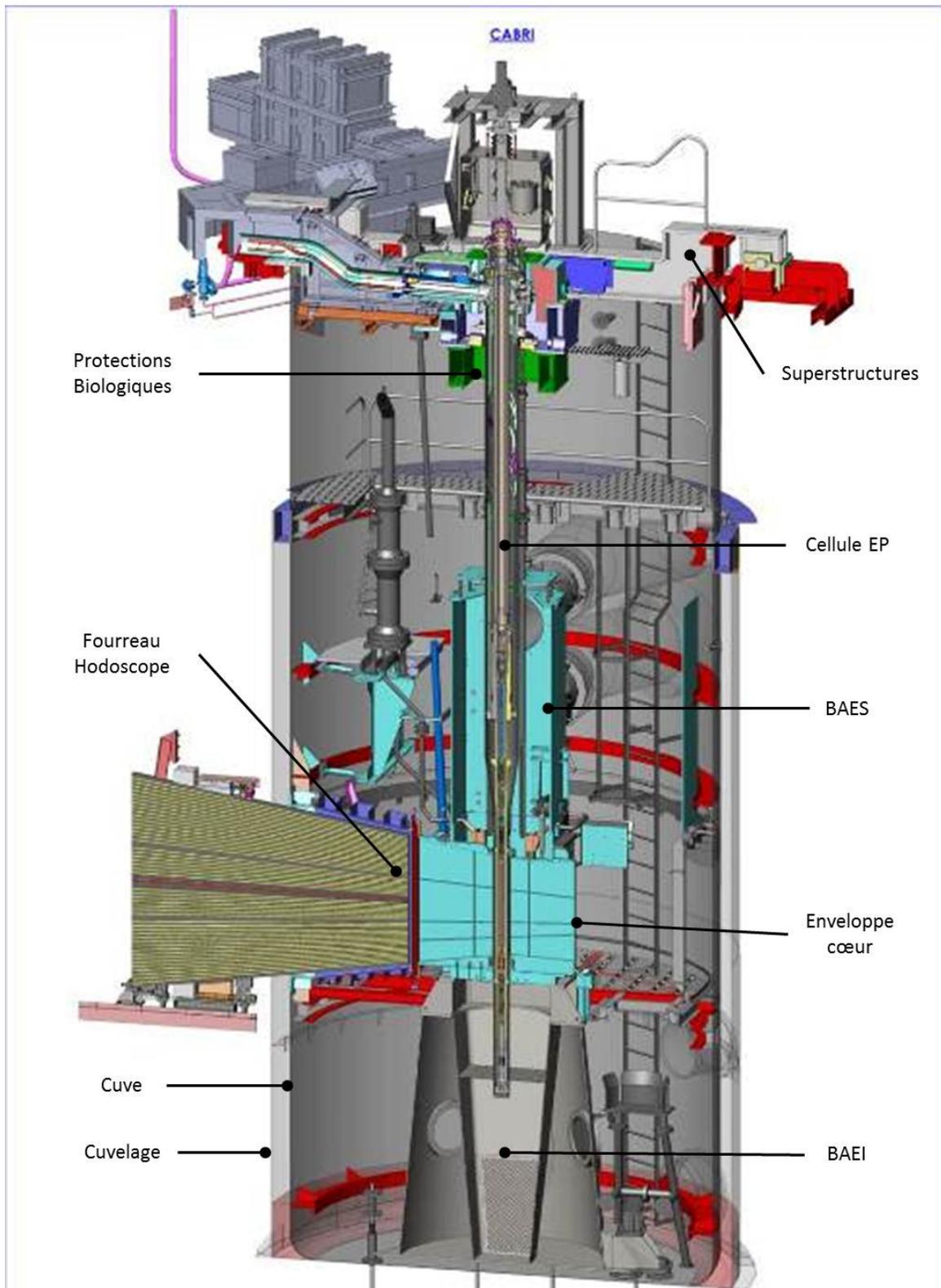


Figure 8 : Coupe schématique du réacteur Cabri

La cuve piscine se compose :

- d'une virole cylindrique en acier inoxydable de 4,60 m de diamètre intérieur, d'environ 10,86 m de hauteur et de 6 mm d'épaisseur en partie courante,
- d'un fond plat,
- d'une carre qui assure la continuité entre le fond plat et la virole cylindrique.

Deux cerces intérieures, situées aux niveaux -8,075 et -2,775 m, sont soudées sur la virole. Ces cerces renforcent la virole et supportent des platelages d'accès aux équipements ou des supports de matériels installés en piscine.

Les piquages des circuits d'épuration et de refroidissement du cœur sont situés entre les niveaux -5,00 et -0,50 m, c'est-à-dire dans la partie supérieure de la virole.

Le fourreau d'hodoscope constitue une excroissance de la cuve vers le cœur. Il est fixé sur une bride rectangulaire qui est soudée sur la virole cylindrique de la cuve. Ce fourreau permet l'introduction du collimateur au plus près de la cellule en pile. Il est constitué d'un tronc de cône de section rectangulaire renforcé transversalement et longitudinalement par des profilés de façon à résister à la pression extérieure exercée par l'eau de la piscine.

Consécutivement au réexamen de sûreté, l'analyse du comportement sismique de la cuve a mis en évidence la nécessité de réaliser les renforcements présentés ci-après.

- Butée inférieure entre la cuve et le cuvelage

Un massif annulaire en béton de 0,60 m de hauteur a été créé au niveau du radier entre la cuve et le cuvelage. Ce massif a été essentiellement conçu pour constituer une butée reprenant les efforts horizontaux exercés par la cuve. Il permet également la vérification périodique d'absence d'eau entre la cuve et le cuvelage. Un jeu de 1 mm, prévu entre le massif et la cuve, permet la libre dilatation de la cuve pour des températures comprises entre 20 et 45°C.

- Butée supérieure au niveau - 2,70 m entre la cuve et le cuvelage

Une ceinture métallique constituant une butée reprenant les efforts horizontaux exercés par la cuve a été créée entre la cuve et le cuvelage au niveau -2,70 m. Elle est constituée d'une série d'éléments mécano-soudés ancrés dans le plancher en béton du niveau - 2,70 m. Ces éléments sont constitués de deux parties, l'une fixe et l'autre réglable en position de manière à pouvoir disposer d'un jeu de 1 mm entre la cuve et les éléments, pour la même raison que celle indiquée ci-dessus pour la butée inférieure.

- Renforcement de la virole

Les deux cerces existantes ont été renforcées par adjonction de tôles et goussets. Trois cerces ont été créées aux niveaux -10,30, -5,60 et -4,45 m. La cerce au niveau -10,30 m renforce la virole au droit de son appui horizontal sur le massif annulaire. Les deux autres cerces supportent les vannes rapides.

- Renforcement des ancrages de la BAEI

Les ancrages de la BAEI ont été renforcés pour assurer sa stabilité au renversement. La BAEI comporte à sa base quatre chaises d'ancrage soudées sur la coque. Une poutre métallique rigide a été mise en place au-dessus de chaque chaise afin d'empêcher son soulèvement. Les quatre poutres mises en place ont été ancrées à chacune de leurs extrémités par une tige d'ancrage précontrainte scellée dans le radier.

Les tiges d'ancrage mises en place traversent le fond plat de la Cuve et la tôle de cuvelage dans lesquels des ouvertures ont été réalisées pour permettre leur passage. Des dispositifs permettant d'assurer l'étanchéité au droit de ces ouvertures ont été placés d'une part entre la Cuve et les tiges d'ancrage et, d'autre part, entre la tôle de cuvelage et ces mêmes tiges.

Au droit de chaque chaise, la reprise de l'effort horizontal est assurée par un pion de cisaillement soudé sur la tôle de fond de la piscine.

3.1.2.2.3.3. Les SSC clés vis-à-vis du risque de réaction sodium-eau

Les locaux présentant un risque potentiel de réaction sodium-eau sont :

- les niveaux 0,00 m et supérieurs du Bâtiment Sodium et de la casemate (voir descriptif au § 3.1.2.2.1.) où se situent moins de 20 kg de sodium inerté à l'argon, solidifié et contaminé dans des tuyauteries et de petites capacités,
- la cellule R1 au niveau – 5,15 m du Bâtiment Sodium (voir descriptif au § 3.1.2.2.1.) où se situe le réservoir RESP 01 qui contient environ 15 t de sodium inerté à l'argon en ciel de cuve, solidifié et contaminé.

Réservoir RESP01

L'ensemble de l'équipement comporte le réservoir lui-même qui est en acier inoxydable, un cuvelage étanche en acier ferritique contenant le réservoir, et un châssis support rigide en acier ferritique qui est constitué de profilés boulonnés. Le réservoir est un cylindre à génératrices verticales de 2,50 m de diamètre et d'une hauteur de 3,90 m, qui comporte quatre pieds boulonnés sur le châssis. Le châssis, d'une hauteur de 0,50 m, est ancré dans le radier de la cellule R1 par l'intermédiaire de platines comportant quatre boulons de scellement.

Réservoirs d'eau du cœur REEC 03 et 04

Les deux réservoirs d'eau du cœur sont situés au nord-est du bâtiment Réacteur, dans une rétention extérieure en béton. Les réservoirs sont remplis d'eau jusqu'à une hauteur de 8,14 m, ce qui correspond à un volume d'eau stocké d'environ 230 m³.

Ces réservoirs, quasiment identiques, sont en acier inoxydable et constitués d'une enveloppe cylindrique à génératrices verticales surmontée d'un toit hémisphérique. Leur diamètre est de 6,02 m et leur hauteur de 9,35 m. Les viroles sont d'épaisseur variable, 5 mm à la base et 3 mm en tête. Seize raidisseurs verticaux en plat régulièrement répartis sur le périmètre de l'enveloppe et quatre ceintures horizontales dont la couronne d'ancrage sont soudés sur la jupe des réservoirs. Le fond et le toit ont des épaisseurs respectivement de 6 et 3 mm. Le fond du réservoir repose sur un double-fond constitué de tôles larmées soudées entre elles. Des platelages inférieur et supérieur constitués d'une tôle perforée et de poutres radiales sont situés à l'intérieur des réservoirs.

Les ancrages des réservoirs sont assurés par des tiges filetées scellées dans leurs massifs d'appui en béton complétées par des tiges filetées précontraintes scellées dans le radier et le rocher. Les tiges d'ancrage sont fixées sur une couronne soudée à la partie inférieure de la jupe et raidie verticalement par des plats soudés de part et d'autre de ces tiges.

Plusieurs piquages de tuyauteries sont implantés sur la jupe des réservoirs :

- le piquage de départ d'eau, d'un diamètre de 609,6 mm, situé sur le fond plat et tubé ;
- le piquage d'arrivée d'eau, d'un diamètre de 609,6 mm, situé sur le toit du réservoir et prolongé à l'intérieur de ce dernier par un répartiteur de fluide ;
- le piquage d'évent d'équilibrage et de surverse situé à la partie supérieure de la jupe : la tuyauterie, d'un diamètre de 304,8 mm, est horizontale et relie les deux réservoirs. Un soufflet situé au voisinage de l'un des piquages permet d'éviter les interactions entre les deux réservoirs ;
- le piquage destiné au refroidissement de l'eau : la tuyauterie, d'un diamètre de 152,4 mm, rejoint les deux réservoirs. Cette ligne est guidée horizontalement uniquement sur le réservoir REEC 03. La ligne est appuyée verticalement sur des supports situés au niveau du sol.

3.1.2.2.3.4. Les équipements électriques nécessaires à la surveillance post-accidentelle de l'installation

La liste des paramètres jugés primordiaux nécessitant un suivi post-accidentel est détaillée au paragraphe 6.3.1. (surveillance du maintien des fonctions importantes pour la sûreté). Ce suivi peut s'avérer nécessaire en cas de mise en indisponibilité de la salle de commande déportée (par rapport au bâtiment réacteur) et de la perte des alimentations électriques générales.

Aussi, un poste de repli a été créé dans les vestiaires situés dans l'angle sud-est du Bâtiment d'Entreposage. Le dimensionnement du poste de repli a été effectué sur la base des mouvements sismiques définis selon la RFS 2001-01, contrairement à la salle de commande déportée.

Le poste de repli comporte une armoire électrique à laquelle aboutissent par l'intermédiaire de câbles d'instrumentation toutes les informations sur les paramètres d'état du réacteur. Ces câbles sont supportés

régulièrement et comportent des surlongueurs souples dans les zones singulières. L'armoire a une hauteur de 2,00 m et sa largeur et sa profondeur sont de 0,80 m. Elle comporte une alimentation électrique autonome constituée d'un onduleur. Elle est fixée sur la structure en béton au moyen de quatre supports situés à sa base et de deux supports disposés à l'arrière de sa partie supérieure. Ces supports ont une fonction de rigidité et d'amortissement.

L'armoire électrique et les capteurs utilisés pour la surveillance des paramètres au poste de repli ont fait l'objet d'essais de qualification au séisme réalisés sur table vibrante sur la base des mouvements sismiques transférés au droit de leurs appuis sur les structures de génie civil.

Les liaisons électriques entre les capteurs et l'armoire de contrôle ont des cheminements protégés à l'abri des agressions de missiles.

3.1.2.2.3.5. *Les agresseurs potentiels par effet missile associés au risque de dénoyage du cœur*

Tuyauteries d'entrée et de sortie d'eau du cœur situées en piscine

Le refroidissement du cœur est assuré par une circulation de bas en haut de l'eau du cœur conduite par des tuyauteries raccordées aux réservoirs extérieurs d'eau du cœur.

La tuyauterie d'entrée d'eau du cœur est en acier inoxydable et son diamètre intérieur est de 600 mm. Elle comprend une partie verticale sur laquelle est monté un manchon de dilatation. Un coude, situé en partie haute, assure le raccordement au niveau -5,00 m de cette tuyauterie avec la cuve piscine. La partie inférieure munie d'un coude vient se raccorder à la BAEL.

Deux casse-siphons sont implantés sur la tuyauterie d'entrée d'eau. Chaque casse-siphon est constitué d'un tube dont l'extrémité a la forme d'une crosse. En cas de fuite sur une tuyauterie d'eau du cœur, ils permettent une stabilisation du niveau de l'eau de la piscine à -5,30 m, soit à un mètre au-dessus du niveau du cœur.

La tuyauterie de sortie d'eau du cœur est en acier inoxydable et son diamètre intérieur est de 600 mm. Elle est raccordée à la BAES par une bride spéciale. La tuyauterie se prolonge jusqu'au niveau -3,90 m où s'effectue le raccordement avec la cuve de la piscine. Par conception, les raccordements de cette tuyauterie permettent sa libre dilatation et autorisent le démontage de la BAES pour des opérations d'exploitation sur le cœur.

Tabouret support des fourreaux des chambres de mesure neutronique et râtelier

Le supportage des dix fourreaux en alliage d'aluminium des chambres de mesure neutronique est assuré, en partie basse, par un tabouret et, en partie haute, par un râtelier. Les chambres de mesure sont en alliage d'aluminium et comportent un manchon de plomb.

Le tabouret, en acier inoxydable est constitué d'un plan de pose supporté par quatre pieds boulonnés sur le plancher du niveau -8,00 m. Un écran de protection en plomb situé coté cœur est également supporté par le tabouret.

Le râtelier maintenant la partie supérieure des fourreaux est constitué d'une structure mécano-soudée en acier inoxydable qui est fixée par boulonnage sur des supports soudés au niveau -0,80 m sur la cuve.

Poutres Support (ou superstructures)

Les Poutres Support, situées au-dessus de la piscine, supportent principalement les équipements suivants :

- de manière permanente :
 - la cellule EP,
 - les protections biologiques associées à la cellule EP,
 - la partie inférieure des tringleries des BCS.
 - les carreaux de plomb C12, C13, C14, C15 et C16 constituant la protection biologique de la BEP : ces carreaux sont constitués de parois en plomb maintenues par des ossatures métalliques fixées sur les Poutres Support,

- de manière non-concomitante :
 - la partie supérieure des mécanismes des barres de commande-sécurité (appelée « chèvre »), avec les motorisations associées à ces barres,
 - la boîte à gants de manutention et son support blindé,
 - la hotte de manutention sur son support blindé.

Les Poutres Support sont deux poutres parallèles en profilé HEM 450 appuyées au niveau 0,00 m sur les piliers en béton armé. Ces poutres, espacées de l'ordre de 800 mm, ont la particularité d'être brisées au voisinage de leurs appuis dont le niveau est supérieur à celui de la partie centrale des poutres. Les extrémités des poutres sont boulonnées sur des pièces métalliques appelées « sabots » qui sont ancrées sur les piliers en béton. Les sabots d'ancrage des poutres sont des caissons en acier au carbone constitués de tôles soudées.

Deux configurations des Poutres Support sont à considérer :

- la configuration dite « Chèvre » où le réacteur est en marche et la motorisation des BCS en place ;
- la configuration dite « Hotte » où le réacteur est à l'arrêt et la hotte de manutention sur son support blindé en place.

Consécutivement au réexamen de sûreté, des renforcements de ces poutres ont été réalisés :

- les zones de brisure ont été confortées ;
- des doublures d'âmes de 25 mm d'épaisseur ont été soudées sur les âmes ;
- des semelles additionnelles de 20 mm d'épaisseur ont été soudées sur les semelles ;
- les sabots d'extrémité et leurs ancrages ont été renforcés.

Pont roulant du Bâtiment Réacteur

Le pont roulant est situé en superstructure du bâtiment où il est supporté par des poutres de roulement en béton armé. Sa portée est de 10,60 m et sa charge utile de 120 kN. La masse à vide du pont est de 10,3 tonnes. Il a été réalisé en acier au carbone. Il est constitué de deux poutres parallèles fixées à chacune de leurs extrémités sur un sommier. Entre ces poutres se déplace un chariot qui porte la charge. Les deux poutres principales sont reliées en partie supérieure par des arceaux. La structure du pont roulant a été confortée consécutivement au réexamen de sûreté afin d'assurer sa stabilité en situation sismique. Les principaux confortements réalisés sont :

- la mise en place de butées métalliques en profils creux entre les sommiers et les murs latéraux en béton armé du bâtiment sur lesquels elles sont fixées. Ces butées permettent le déplacement longitudinal du pont mais limitent son déplacement latéral à une valeur comprise entre 5 et 10 mm ;
- le renforcement des liaisons entre les poutres et les sommiers ;
- le renforcement du châssis du chariot ;
- le renforcement de liaisons internes au chariot, entre son châssis et les équipements qu'il supporte.

Bâti support de motorisation des BCS

Ce bâti supporte la partie supérieure des barres de commande-sécurité (BCS) et de la motorisation associée. Il s'agit d'une structure mécano-soudée réalisée en acier au carbone qui est constituée de profilés en U ou en I. Elle comporte une plateforme d'accès aux moteurs et repose sur les Poutres Support par l'intermédiaire de quatre pieds vissés.

Passerelles

Deux passerelles sont situées aux niveaux -8,00 et -2,70 m à l'intérieur de la cuve.

La passerelle du niveau -8,00 m n'est pas accessible en phase normale d'exploitation où le cœur est chargé. Elle sert essentiellement comme support du tabouret des chambres de mesure et de l'écran de plomb associé. Cette passerelle s'appuie sur la cerce de la cuve située au niveau -8,075 m.

La passerelle du niveau -2,70 m sert à différentes opérations d'exploitation nécessitant l'intervention du personnel qui sont réalisées après une vidange partielle de la piscine en dessous de ce niveau. Cette passerelle s'appuie sur la cerce de la cuve située au niveau -2,775 m.

Les structures des passerelles sont fixées par des platines boulonnées sur les cerces de la cuve. La passerelle inférieure est constituée de profilés en I dont les sections transversales ont des parois faiblement élancées ($b/t \leq 20$) et sont donc très ductiles. Elle s'appuie verticalement en zone centrale sur la BAEI du Bloc Cœur, avec des fixations comportant des trous oblongs de 100 mm permettant d'éviter les interactions entre le Bloc Cœur et la cuve. La passerelle supérieure est constituée de deux poutres à treillis liées entre elles réalisées à partir de profilés en U.

Structure support des vannes rapides

Cette structure supporte deux vannes de réglage, deux vannes d'isolement à ouverture rapide ainsi que des tuyauteries de raccordement à des réservoirs situés hors de la cuve. Ces équipements sont nécessaires pour réaliser une injection rapide de réactivité dans le cœur par transfert rapide d'hélium 3 entre les capacités implantées au sein du réseau de crayons combustibles et le réservoir externe de décharge (voir § 1.2.3.1.).

La structure est constituée de profilés en acier inoxydable. Elle est soudée sur les cerces créés aux niveaux -4,45 et -5,60 m sur la cuve.

3.1.2.2.3.6. Les agresseurs potentiels par effet missile sur les équipements assurant la surveillance post-accidentelle

Pont roulant du Bâtiment d'Entreposage

Le Bâtiment d'Entreposage est équipé d'un pont roulant d'une charge utile de 100 kN et d'une portée de 12,30 m. Le pont a été réalisé en acier au carbone et sa masse à vide est d'environ 5,1 t.

Le pont roulant est supporté par des poutres de roulement métalliques reposant sur des corbeaux ponctuels en béton armé disposés au pas de 3,20 m. La structure du pont est constituée de deux poutres parallèles de section transversale en caisson fixées à chacune de leurs extrémités sur un sommier comportant deux galets. Sur ces poutres se déplace un chariot qui porte la charge. Le pont roulant et ses poutres de roulement ont été conçus et dimensionnés parasismiques. Le pont et son chariot sont équipés de dispositifs anti-déraillement et anti-envol.

Le château X dans le Bâtiment d'Entreposage

Le château X est ordinairement utilisé pour le transfert des éléments combustibles sains ou ruptés du cœur nourricier CABRI ainsi que des éléments réflecteurs graphite. En dehors des opérations de manutention exceptionnelles, il est entreposé sur un châssis métallique situé à proximité immédiate du voile ouest du local vestiaires/poste de repli.

La masse de l'ensemble constitué par le château X et son châssis est de l'ordre de 10 t. En situation sismique, la stabilité horizontale du châssis portant le château X est assurée par des butées métalliques qui sont soudées sur des platines ancrées dans le radier du Bâtiment d'Entreposage.

3.1.2.3. Principales dispositions d'exploitation

Les principales dispositions d'exploitation vis-à-vis du risque sismique sont les suivantes :

- Lorsqu'ils ne sont pas utilisés, les moyens de manutention lourds (ponts roulants, passerelles,...) sont mis en position garage, hors des zones abritant des éléments importants pour la sûreté.
- Système de détection sismique assurant le déclenchement des actions permettant de mettre l'installation dans une configuration sûre (AU).
- Limitation des hauteurs de manutention des charges lourdes.
- Fiche d'intervention qui définit la conduite à tenir en cas d'occurrence d'un séisme.

D'autre part, un poste de repli a été créé dans le Bâtiment d'Entreposage permettant la surveillance de l'état de l'installation dans une configuration après séisme.

En cas de séisme, les informations disponibles au poste de repli permettent d'assurer le contrôle des trois fonctions de sûreté suivantes :

- la mise et le maintien à l'état d'arrêt sûr du réacteur,
- le refroidissement du cœur,
- le confinement des matières radioactives.

Les informations suivantes sont reportées au poste de repli afin d'assurer :

- la vérification de l'arrêt du réacteur :
 - la mesure de l'activité neutronique,
- le contrôle du refroidissement du réacteur :
 - la mesure de la température de l'eau de la piscine,
 - la mesure du niveau de l'eau dans la piscine,
 - la position des clapets de convection naturelle,
- le contrôle du niveau des bacs de stockage,
- le contrôle du confinement des produits radioactifs :
 - la position des registres de confinement du hall réacteur,
 - la mesure de pression dans le hall réacteur.

L'ensemble des constituants de la chaîne d'acquisition et de transmission des données reportées au poste de repli ainsi que leur alimentation électrique associée, le cheminement de ces informations et la baie de visualisation des informations sont dimensionnés au séisme afin de garantir la disponibilité de ces informations au poste de repli.

Un système de mesure des émetteurs γ et un piquage de prélèvement de l'air du bâtiment réacteur permettent de connaître les conditions radiologiques dans le hall réacteur avant intervention.

Les clapets du hall réacteur au niveau du soufflage et de l'extraction sont manœuvrables après séisme via leurs capacités d'air comprimé de secours locales. Des raccords auto-obturants permettent de connecter des bouteilles d'air comprimé pour les manœuvrer localement.

Après analyse du besoin en inertage des conteneurs (si présence de Résines Echangeuses d'Ions utilisées pour la BEP) et/ou des cuves d'effluents liquides actifs, l'inertage en azote peut être réalisé à l'aide de bouteille mobile au niveau des raccords des conteneurs et des cuves d'effluents actifs.

3.1.2.4. Prise en compte des effets indirects du séisme

Les effets indirects du séisme peuvent conduire à des risques du type incendie, explosion ou inondation. Des informations complémentaires sur ces risques sont fournies ci-après.

Risque d'incendie induit par un séisme

Certains équipements électriques n'étant pas requis pendant ou après un séisme, leur résistance en cas de séisme n'est pas garantie. Ainsi, un séisme peut avoir pour conséquence la survenue de départs incendie, en particulier du fait de courts-circuits électriques. Il peut également engendrer la perte ou l'indisponibilité des moyens de lutte contre l'incendie.

En situation normale d'exploitation, il n'existe pas dans l'installation de manière permanente de produits à cinétique rapide de combustion en quantité significative (gaz et liquides inflammables) à l'exception du gazole contenu dans des cuves situées à l'extérieur de l'installation, des déchets sodés mis dans des conteneurs sous argon dans le bâtiment d'entreposage, du mélange gazeux et de l'huile nécessaire au fonctionnement d'un poste d'examen IRIS (l'utilisation de cet équipement est prévu dans des phases où le réacteur n'est pas en fonctionnement). Ainsi, vis-à-vis de l'effet falaise identifié de dénoyage du cœur après un fonctionnement en puissance, compte tenu de la faible charge calorifique et de la faible quantité d'initiateurs potentiels, l'hypothèse qu'un départ de feu aggrave notablement l'effet falaise (dénoyage du cœur) peut être écartée.

Dans le bâtiment d'entreposage, le risque d'effet induit par un séisme est également limité par le faible nombre d'initiateurs potentiels d'incendie dans le bâtiment et l'application d'une consigne de coupure de l'alimentation électrique de puissance dans le hall d'entreposage.

L'analyse des conséquences d'un incendie a conduit à considérer la perte totale des alimentations comme conséquence la plus pénalisante. La perte des alimentations électriques ne constitue pas un aggravant de l'effet falaise et ne conduit pas à un effet falaise supplémentaire (cf. chapitre 6).

D'une manière générale, le risque d'incendie est limité par l'application du premier principe de défense en profondeur qui repose sur la mise en place de mesures évitant la survenue de conditions favorables à un départ de feu (combustible, comburant, source d'allumage). Les dispositions constructives des circuits sodium et l'inertage sous argon de ces derniers permettent de considérer l'absence de comburant à l'intérieur des circuits sodium.

En ce qui concerne la maîtrise de la propagation de l'incendie hors de la zone d'origine, la défense en profondeur est basée sur la tenue au feu des parois et éléments délimitant un local ainsi que par les moyens d'intervention matériel et humains permettant de maîtriser ou de contenir un feu. Au regard de la conception des éléments de construction des différents bâtiments constituant l'installation CABRI, la stabilité au feu des bâtiments présentant une structure porteuse en béton est considérée assurée. L'absence de propagation de l'incendie est également assurée par le calfeutrement des traversées et caniveaux de câbles électriques entre locaux.

Ainsi le report d'informations permettant la surveillance de la mise et du maintien en arrêt sûr du réacteur vers le poste de repli continue d'être assuré. C'est notamment le cas des mesures neutroniques de bas niveau qui assurent la surveillance neutronique du cœur après l'arrêt du réacteur. Des modifications ont été réalisées au niveau du contrôle - commande des chaînes de mesure et du cheminement des câbles d'information et d'alimentation dans le cadre de la réévaluation du risque incendie associée au réexamen de sûreté (séparation physique, mise en place de dispositions de protection contre l'incendie en vue d'éliminer tout mode commun susceptible de porter atteinte à l'accomplissement de la fonction attendue).

La chaîne de mesure « séisme – bas niveau » (détecteurs, cheminement des câbles d'informations, alimentations électriques) est conçue et réalisée afin d'assurer le report de la fonction de mesure du flux neutronique au poste de repli en cas de séisme ou d'incendie survenant après séisme.

Dans l'état actuel de l'installation, en cas d'incendie suivant un séisme dans le hall réacteur, les mesures du niveau d'eau dans la piscine et de la température seraient maintenues fonctionnelles pendant ½ heure compte tenu que les câbles sont classés CR1. Pour augmenter le délai de surveillance, il est retenu d'améliorer la protection incendie des câbles de mesure de niveau et de température pour assurer leur fonctionnalité pour une durée supérieure, dans les lieux sensibles au feu.

Enfin, la baie de repli étant située dans les vestiaires du Bâtiment d'Entreposage, la disposition des matières combustibles actuelles sera revue afin de réduire les risques de propagation (matières celluloses et plastiques disposées en armoire ou fût métallique et éloignées de la baie de repli) et diminuer le risque incendie de la baie de repli.

Ces dispositions permettront de renforcer la robustesse de l'installation en termes de surveillance post-accidentelle.

Risque d'explosion induit par un séisme

Les bouteilles d'argon, d'azote, d'oxygène et d'hélium sont soumises aux vérifications et contrôles réglementaires relatifs aux équipements sous pression. Elles sont quasiment toutes implantées hors du bâtiment réacteur, hormis trois bouteilles d'azote qui sont installées dans un châssis dimensionné au séisme et équipé d'une panoplie de soupapes de sécurité. Telles qu'elles sont placées, elles ne peuvent pas induire d'effet falaise.

En ce qui concerne le risque hydrogène, en situation normale, les locaux batteries sont munis d'une extraction d'air permettant d'évacuer l'hydrogène au-dessus des batteries afin de ne pas atteindre une concentration en gaz supérieure à la limite inférieure d'inflammabilité.

Les réservoirs d'effluents liquides pouvant être à l'origine d'une production d'hydrogène nécessitant un inertage (réservoir de décharge situé dans le caisson EP, réservoirs d'effluents actifs REEF 301 et 302) ne peuvent pas être à l'origine d'un risque d'explosion à court terme du fait d'une production lente d'hydrogène. L'analyse montre que la fréquence du balayage de la cuve REEF 302 dépend de son contenu et qu'il n'existe pas de configuration pour laquelle la cuve REEF301 et le réservoir de décharge REEF 151 sont concernées par un risque d'explosion. Des moyens mobiles d'inertage du REEF 302 sont prévus à moyens termes : dans la configuration la plus pénalisante du contenu du REEF 302, la fréquence de balayage minimale est d'une vingtaine de jours.

De même, une production par radiolyse au niveau des résines échangeuses d'ions est possible et nécessite un inertage du fourreau d'entreposage situé au niveau du bac 60 avec une fréquence de balayage, estimée de manière pénalisante à environ 7 jours. Un inertage à court terme est prévu pour cet équipement pour éviter tout risque d'explosion.

L'estimation de ces fréquences de balayage comporte un coefficient de sécurité de 2.

Le risque hydrogène associé à l'impossibilité d'inertier ces capacités ne conduit pas à un effet falaise (cf. §2.2.3). Il est abordé ici mais il ne constitue pas réellement un risque d'explosion induit par un séisme dans la mesure, où une ruine de ces capacités garantirait l'absence d'accumulation d'hydrogène dans les ciels gazeux de ces capacités.

Le risque hydrogène lié à la radiolyse de l'eau de la piscine est abordé au paragraphe 7.3.1.

Un risque d'explosion intervient en cas de réaction sodium-eau qui fait l'objet du paragraphe suivant relatif au risque d'inondation induite par le séisme.

Risque d'inondation induit par un séisme

D'une manière générale, à l'intérieur de l'installation, les capacités d'entreposage d'effluents, les réserves de circuits fluides et les circuits fluides sont dimensionnés pour rester intègres en cas de séisme de dimensionnement.

A l'intérieur de l'installation, la rupture de circuits fluides dans l'installation n'aggrave pas l'effet falaise associé au risque de dénoyage du cœur après un fonctionnement en séisme. De plus, la rupture de circuits associés à la boucle EP ne conduit pas à un effet falaise supplémentaire. Le transfert d'éventuels effluents actifs vers la nappe phréatique est limité par la présence d'un revêtement étanche au niveau du sol de la salle des pompes (face supérieure du radier de l'installation).

Un effet falaise pourrait intervenir en cas de ruine des deux réservoirs d'eau du cœur, situés à l'extérieur de l'installation. Une ruine de ces deux réservoirs conduirait à remplir le bac de rétention dans lequel sont disposés les réservoirs : malgré le revêtement étanche disposé dans ce bac, l'absence de fuite ne peut pas être garantie pour un séisme important et une infiltration d'eau dans les locaux sodium qui comportent des tuyauteries remplies de sodium radioactif ne peut pas être exclue.

Le réservoir sodium (RESP01), les réservoirs d'eau du cœur ainsi que leurs ancrages sont dimensionnés au séisme.

Les marges de dimensionnement associées aux différents réservoirs mis en jeu sont évaluées au chapitre 3.2 afin d'évaluer le risque d'interaction sodium-eau au-delà du dimensionnement.

3.1.3. Conformité de l'installation

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

L'organisation mise en place et appliquée par l'exploitant pour garantir la conformité de l'installation vis-à-vis du risque sismique repose sur 3 axes :

- les différents contrôles effectués lors des travaux de construction de l'installation et/ou de l'exploitation,
- l'examen de conformité mené dans le cadre des réexamens de sûreté,
- le suivi des modifications.

Contrôles lors de la réalisation

Lors de la construction de l'installation, différents contrôles ont été réalisés afin de garantir la conformité des travaux.

Examen de conformité

De par le cadre réglementaire français, un examen de conformité est réalisé lors de chaque réexamen de sûreté mené tous les dix ans.

Le dernier examen de conformité a été mené en 2004 et 2008, sur la base des mouvements sismiques définis selon la RFS 2001-01.

Suivi des modifications

La garantie du maintien de la conformité suite aux éventuelles modifications apportées à l'installation repose sur l'analyse préalable des conséquences des modifications envisagées. Chacune des modifications envisagées est analysée au travers de fiches (Fiche de Modification ou Fiche d'Evènement et d'Amélioration) afin de garantir la conformité de l'installation après travaux.

3.1.3.2. Non conformités et programme de remise en conformité

La réévaluation de sûreté de l'INB24 a été examinée lors de Groupes Permanents Réacteurs de 2004, 2008 et 2009. Dans le cadre de l'article 4.12 du décret de modification 2006-320 du 20 mars 2006, un programme de mise en conformité est en cours de finalisation (bâtiments et équipements).

La vérification de la conformité des travaux sera assurée au travers des contrôles prévus par l'exploitant, dans le cadre du suivi des prestations.

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 considérés dans le cadre de l'évaluation

Lors du dernier réexamen de sûreté, les études de comportement sismique des ouvrages ont été effectuées en considérant les SMS et le paléoséisme de référence du Centre de Cadarache dont les spectres de réponse ont été présentés au paragraphe 3.1.1.2. Ces séismes sont désignés « SMS de référence du centre » dans la suite de l'exposé.

Compte tenu de l'implantation de l'installation CABRI sur le Centre de Cadarache, sa distance à la Faille de la Moyenne Durance est plus importante que celle à la porte d'entrée du Centre qui a été considérée pour déterminer le spectre de réponse du SMS proche de référence du centre. Comme précisé au paragraphe 3.1.1.3, la distance focale de l'installation à la faille est de 11,2 km au lieu de 7,1 km. Dans le cadre de l'évaluation complémentaire de sûreté, l'évaluation des marges de l'installation est donc effectuée en considérant le spectre de réponse du SMS proche déterminé conformément à la RFS n° 2001-01, sur la base d'une distance focale de 11,2 km. L'évaluation des marges présentée ci-après a par conséquent été effectuée en considérant les mouvements sismiques suivants :

- SMS installation : M = 5,8 et D = 11,2 km,
- Paléoséisme : M = 7 et D = 18,5 km (référentiel actuel du Centre de Cadarache).

Ces séismes sont désignés « SMS de référence de l'installation » dans la suite de l'exposé.

La comparaison des différents spectres est effectuée sur la Figure 9. Elle montre que le paléoséisme devient prépondérant au droit de l'installation et que la prise en compte du SMS de référence du Centre induit un facteur de marge égal au minimum à 1,12 pour les structures dont les fréquences sont supérieures à environ 5,5 Hz.

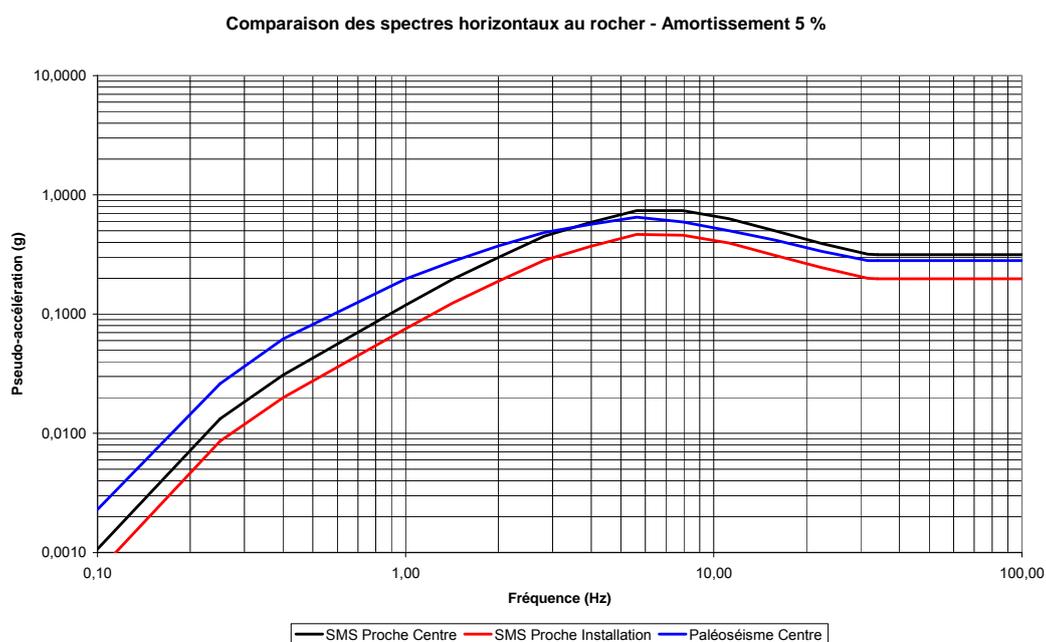


Figure 9 : Comparaison des spectres des SMS « Centre » et « Installation » et du paléoséisme

3.2.3. Méthodologie d'évaluation des marges

Le facteur global de marge est le coefficient multiplicateur minimal 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. Les séismes de référence de l'installation sont ceux définis selon la RFS n°2001-01, dont les spectres de réponse ont été présentés au paragraphe précédent.

Le facteur global de marge 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, 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'interaction fluide-structure pour les équipements immergés : la prise en compte des termes de couplage extra-diagonaux de la matrice de masse hydrodynamique se traduit par une réduction de la réponse au séisme évaluée en ne considérant que la masse d'eau liée,
- 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 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 du Bâtiment Réacteur et des ouvrages mitoyens

Lors du dernier réexamen de sûreté, les études de comportement sismique du Bâtiment Réacteur et des ouvrages qui lui sont mitoyens ont été effectuées dans le domaine élastique conformément à la RFS V.2.G de 1985. Ces ouvrages ont fait l'objet de modèles aux éléments finis ou analytiques et les calculs sismiques ont été réalisés en utilisant ces modèles et en tenant compte de l'interaction sol-structure. Les sollicitations dans les ouvrages ont été déterminées en représentant l'action du séisme par des chargements pseudo-statiques. Les justifications ont été effectuées par un examen des cartes de ferrailage complété par des calculs locaux menés selon les règles de calcul du béton armé.

Bâtiment Réacteur

La superstructure du bâtiment est régulière. Son comportement dynamique est caractérisé par un couplage entre les mouvements de rotation d'ensemble et de flexion hors de leur plan des façades et de la toiture-terrasse. Ce couplage influe sur le niveau de sollicitations dans la superstructure puisque les effets du mouvement d'ensemble et de la flexion locale se cumulent. Les aménagements réalisés sur la casemate accolée à la façade nord du BR, notamment sa déconstruction sur la moitié de sa hauteur, permettent de garantir sa stabilité et d'harmoniser le comportement sismique d'ensemble du BR lié à celle-ci. Les confortements parasismiques de la superstructure ont été conçus pour lui conférer du monolithisme et de la robustesse. Ils ont été dimensionnés dans le domaine élastique en tenant compte des effets de ce couplage et garantissent son bon comportement en situation sismique.

L'infrastructure du bâtiment est constituée de voiles et de planchers épais en béton armé et présente dès sa conception d'origine un bon monolithisme et une grande robustesse. Des renforcements locaux ont été mis en œuvre sur deux des voiles périphériques afin d'augmenter leur capacité de résistance à la flexion.

La stabilité de la superstructure du BR reste assurée pour un niveau de séisme évalué à **2,2** fois le niveau du SMS de référence de l'installation. Pour mémoire, l'infrastructure présente une plus grande robustesse que la superstructure et son facteur global de marge est supérieur à **2,2**.

La stabilité de la cheminée métallique est assurée pour un niveau de séisme évalué à **1,8** fois celui du SMS de référence de l'installation.

Bâtiments Annexes

Ces bâtiments ne comportent qu'un niveau au-dessus du sol et sont donc peu élancés. Leur système de contreventement a été significativement complété consécutivement au réexamen de sûreté, par la mise en œuvre de renforcements robustes : création de voiles en béton armé, confortements de murs en maçonnerie, réalisation de fondations supplémentaires.

La stabilité des Bâtiments Annexes reste assurée pour un niveau de séisme évalué à **1,7** fois le niveau du SMS de référence de l'installation.

Bâtiment Sodium

Le Bâtiment Sodium est irrégulier en plan et en élévation. Il est constitué par ailleurs de trois sous-structures présentant des différences en termes de structuration et qu'il convient donc de dissocier dans l'évaluation. La structure de génie civil des Cellules d'entreposage R1, R2 et R3, en partie enterrée, est monolithique et constituée d'éléments épais et massifs. L'ensemble constitué par la Galerie Technique et le local CCP comporte également une infrastructure robuste et massive mais il est plus élancé puisqu'il comporte un étage et sa superstructure fonctionne en portique dans la direction nord-sud.

Les niveaux de séisme au-delà desquels la stabilité de ces sous-structures n'est plus assurée, exprimés sous la forme du facteur global de marge par rapport au niveau du SMS de référence de l'installation, sont les suivants :

- Local Commande Sodium : **1,5** ;
- Galerie Technique et local CCP : **1,7** ;
- Cellules R1, R2 et R3 : **2,0**.

Sas d'accès au Bâtiment Sodium

Le système de contreventement de cet ouvrage a été significativement renforcé consécutivement au réexamen. Il est constitué de voiles en béton armé dans la hauteur du rez-de-chaussée, d'un voile et de poteaux en béton armé et de murs en maçonnerie dans la hauteur de l'étage. Sa structure renforcée est plus

complète au rez-de-chaussée qu'à l'étage du fait de contraintes d'agencement et cette disposition limite la marge de cet ouvrage.

La stabilité du Sas d'accès au Bâtiment Sodium reste assurée pour un niveau de séisme évalué à **1,5** fois le niveau du SMS de référence de l'installation.

Sas Matériel

Cet ouvrage a été complètement restructuré, notamment par la réalisation de cadres-portiques en béton armé constituant un système de contreventement robuste et complet. Ce système de contreventement parasismique a été justifié sur la base de chargements pseudo-statiques présentant des marges par rapport au chargement sismique.

La stabilité du Sas Matériel reste assurée pour un niveau de séisme évalué à **1,6** fois le niveau du SMS de référence de l'installation.

3.2.5. Structure de génie civil du Bâtiment d'Entreposage

Le dimensionnement de la structure de génie civil a été effectué dans le domaine élastique, conformément à la RFS V.2.g de 1985. Lors des études d'exécution, un modèle tridimensionnel détaillé aux éléments finis a été utilisé pour réaliser les calculs sismiques et pseudo-statiques. Les sections des armatures ont été déterminées à partir de cartes de ferrailage et de calculs locaux réalisés conformément aux règles de calcul du béton armé.

Des sections minimales d'armatures ont été mises en place dans le radier, les voiles et la dalle de couverture et correspondent à 0,25 % de la section de béton. Des chaînages ont par ailleurs été mis en œuvre aux intersections entre les différents voiles, entre les voiles et le radier, entre les voiles et la dalle de la terrasse, et sur les bords libres des trumeaux des voiles. Le radier, les voiles et la dalle de couverture comportent un ferrailage continu sur leurs deux faces.

De par ses caractéristiques géométriques, la méthodologie utilisée pour son dimensionnement et les dispositions constructives mises en œuvre, ce bâtiment présente une bonne robustesse et son comportement sismique restera satisfaisant pour un niveau de séisme supérieur à celui considéré à sa conception. Du fait de sa raideur importante, ses fréquences propres horizontales sont dans la gamme des fréquences moyennes à hautes (≥ 10 Hz) et ses déplacements horizontaux sont faibles.

La stabilité de ce bâtiment reste assurée pour un niveau de séisme évalué à **2,2** fois le niveau du SMS de référence de l'installation.

3.2.6. Equipements du Bâtiment Réacteur

Equipements du Bloc Cœur du Bâtiment Réacteur

- Ensemble Bloc Cœur

Les marges de dimensionnement ont été évaluées pour les structures de la BAES, du bloc cœur, de la cellule EP et son tube de sécurité, la BAEI, les liaisons internes et les ancrages de la BAEI en fond de cuve. L'analyse des notes de calculs établies lors du réexamen de sûreté montre que les facteurs de marge de dimensionnement les plus faibles concernent les liaisons boulonnées entre les trois structures. Ces facteurs sont les suivants :

- 1,6 pour la liaison entre le bloc cœur et la BAES,
- 1,4 pour la liaison entre le bloc cœur et la BAEI.

Les facteurs de marge sont supérieurs à 1,7 pour les autres composants.

Les principaux facteurs de marges issus de cette analyse sont récapitulés dans le tableau suivant :

Equipements	Facteurs de marge
BAEI	3,6
Enveloppe Coeur	1,8
Cellule EP et tube de sécurité	1,7
BAES	4,9

Liaison BAES / Enveloppe Coeur	1,6
Liaison Enveloppe Cœur / BAEI	1,4
Ancrages BAEI	1,9

Le SMS de référence de l'installation n'a pas été considéré lors de l'évaluation des marges de l'ensemble Bloc Cœur. L'analyse a en effet montré que sa prise en compte nécessitait un nouveau calcul des spectres de plancher. Les valeurs des facteurs de marge sont donc des valeurs minimales. L'intégrité de l'ensemble bloc Cœur peut être considérée comme assurée pour un niveau de séisme au moins égal à **1,4** fois celui du SMS de référence de l'installation. En dehors de la zone de la liaison enveloppe cœur / BAEI, la marge est supérieure à **1,6** fois celui du SMS de référence de l'installation.

- Ensemble Cuve

Les marges de dimensionnement ont été évaluées pour les éléments et structures inclus dans l'ensemble Cuve. Cette évaluation repose sur une analyse des notes de calculs réalisées lors du réexamen de sûreté. Cette analyse met en évidence des facteurs de marges significatifs sur tous les éléments et structures. Les principaux facteurs de marge sont récapitulés dans le tableau suivant :

Equipements	Facteurs de marge
Cuve	3,3
Fourreau de l'hodoscope	1,6
Tuyauteries d'entrée et de sortie d'eau	1,7
Casse siphon	3,2
Chambres de mesure et tabouret support	1,9
Vannes rapides et structure support	1,6
Passerelles métalliques	2,9

Compte tenu des valeurs des fréquences propres des modes fondamentaux de certains équipements inclus dans cet ensemble, aucun facteur de marge supplémentaire qui aurait pu éventuellement résulter de la prise en compte du SMS de référence de l'installation n'a été considéré.

L'intégrité de l'ensemble Cuve peut donc être considérée comme assurée pour un niveau de séisme au moins égal à **1,6** fois celui du SMS de référence de l'installation.

- Ensemble Poutres Supports

Les marges de dimensionnement ont été évaluées pour les poutres, leurs sabots d'ancrage, les caissons et protections biologiques, les carneaux C15 et C16, et la charpente support de la motorisation des BCS. Cette évaluation a été effectuée dans les deux configurations possibles des Poutres Support. Elle repose sur une analyse des notes de calculs réalisées lors du réexamen de sûreté. Les principaux facteurs de marges issus de cette analyse sont récapitulés dans le tableau suivant :

Equipements	Sous structures	Facteurs de marge
Poutres support	Poutres	2,0
	Ancrages - Configuration « Chèvre »	1,5
	Ancrages - Configuration « Hotte »	1,3
Sabots d'ancrage	Configuration « Chèvre »	1,4
	Configuration « Hotte »	1,2
Caissons	Configuration « Chèvre »	2,7
	Configuration « Hotte »	2,1
Protections	Configuration « Chèvre »	2,0
	Configuration « Hotte »	1,5

Carneaux C15 et C16	-	1,7
Support motorisation BCS	Configuration « Chèvre »	1,7

Le facteur de marge minimal est de 1,2 et concerne les cordons de soudure des sabots d'ancrage des poutres situés sur les piliers nord et sud dans la configuration « Hotte ». Dans cette même configuration, le facteur de marge des boulons d'ancrage des poutres est de 1,3 et donc du même ordre de grandeur que le précédent.

La stabilité de l'ensemble Poutres Support peut donc être considérée comme assurée pour un niveau de séisme au moins égal à **1,2** fois celui du SMS de référence de l'installation.

- Carneaux C12, C13 et C14 de protection biologique autour de l'enceinte EP

L'analyse résistante réalisée lors du réexamen a été effectuée en représentant l'action sismique par des chargements pseudo-statiques. Les chargements considérés dans chaque direction horizontale ont été obtenus en retenant une accélération uniforme égale à 1,5 fois celle du pic le plus élevé des spectres transférés dans les deux directions horizontales. Il résulte de ce conservatisme et des marges de dimensionnement des facteurs de marge de 1,4 dans les profilés et 1,5 dans les cordons de soudure.

Des facteurs de marge supplémentaires de 1,5 pour les profilés et de 1,2 pour les cordons de soudure sont pris en compte pour tenir compte de leur ductilité.

La stabilité des carneaux peut donc être considérée comme assurée pour un niveau de séisme au moins égal à **1,8** fois celui du SMS de référence de l'installation.

- Pont roulant du Bâtiment Réacteur

Les butées latérales mises en place font que le pont est bloqué en position sur ses rails, même si des déformations importantes ont lieu dans sa structure. Ces butées ont par conséquent un rôle essentiel dans le système de stabilité horizontal du pont en l'empêchant de sortir de ses rails.

Lors du réexamen de sûreté, il a été démontré que la résistance de la structure du pont renforcée est assurée sous SMS. Les poutres principales du pont ne présentent qu'une ductilité limitée car certaines soudures sont discontinues. L'analyse des notes de calculs montre que la marge de dimensionnement la plus faible concerne les cordons de soudure à pleine pénétration de liaison entre les poutres principales et les sommiers. Le facteur de marge correspondant est de 1,26. De façon conservative, il est considéré pour les efforts transitant dans la liaison entre les poutres principales et le sommier, un coefficient de ductilité réduit de 1,25.

La valeur de la première fréquence propre des modes fondamentaux du pont est de 2,5 Hz et le SMS de référence de l'installation ne permet pas de dégager une marge supplémentaire.

La stabilité du pont roulant peut être considérée comme assurée pour un niveau de séisme au moins égal à **1,6** fois celui du SMS de référence de l'installation.

- Réservoirs d'eau du cœur REEC03 et REEC04

Les marges de dimensionnement ont été évaluées par une analyse des notes de calcul réalisées lors du dernier réexamen. L'évaluation a porté sur les viroles, le toit, la couronne d'ancrage, les tiges d'ancrage, les piquages et les soudures. Elle prend en compte l'influence des défauts géométriques constatés dans la jupe, ces derniers ayant été considérés dans les études. La marge minimale de dimensionnement est constatée au voisinage de défauts géométriques de la jupe situés entre les ceintures inférieure et intermédiaire.

L'analyse réalisée montre que l'intégrité des réservoirs peut être considérée comme assurée pour un niveau de séisme au moins égal à **1,5** fois celui du SMS de référence de l'installation.

- Réservoir de stockage du sodium RESP01

Les marges de dimensionnement ont été également évaluées par une analyse de la note de calcul réalisée lors du dernier réexamen. L'évaluation a porté sur le réservoir lui-même, son cuvelage, son châssis, les liaisons boulonnées et les tiges d'ancrage.

Les marges minimales de dimensionnement sont constatées au voisinage du ligament de liaison avec le châssis et dans les boulons de liaison.

L'analyse réalisée montre que l'intégrité du réservoir peut être considérée comme assurée pour un niveau de séisme au moins égal à 1,5 fois celui du SMS de référence de l'installation.

3.2.7. Equipements du Bâtiment d'Entreposage

- Poste de repli et instrumentation associée

L'armoire électrique et l'instrumentation ont fait l'objet d'essais de qualification au séisme réalisés sur table vibrante.

Pour l'armoire électrique, les trois directions possibles d'excitation ont été simulées séparément. Dans chaque direction, l'action sismique a été simulée par cinq signaux successifs représentant le demi-spectre de réponse du SMS, suivis d'un signal restituant le spectre de réponse du SMS. Il n'y a pas eu d'endommagement ni de dysfonctionnement constatés pendant et après les essais. Les spectres pris en compte lors de ces essais sont proches du spectre de réponse du SMS. Cependant, le retour d'expérience sur de telles armoires d'instrumentation montre qu'elles sont robustes et qu'elles ne sont pas endommagées par un séisme produisant des sollicitations inférieures à celles qui seraient obtenues en considérant le spectre figurant dans la base de données du SQUG, sous réserve néanmoins de respecter les conditions suivantes :

- l'armoire est correctement ancrée,
- la structure de l'armoire est robuste,
- il n'y a pas d'entrechoquement possible avec les armoires voisines lors du séisme,
- tous les équipements internes à l'armoire doivent être fixés,
- les câbles connectés doivent présenter une souplesse suffisante,
- les équipements internes doivent être vérifiés séparément.

Ces conditions peuvent être considérées comme remplies par l'armoire. Par ailleurs, les essais s'étant bien déroulés, il n'y a pas d'équipements « fragiles » dans cette armoire. De plus, la présence des supports amortisseurs lui confère une plus grande robustesse. L'analyse réalisée montre que l'intégrité de l'armoire électrique peut être considérée comme assurée pour un niveau de séisme au moins égal à 1,4 fois celui du SMS de référence de l'installation.

L'instrumentation a été qualifiée par des essais réalisés sur une table vibrante de l'installation Tamaris du CEA-Saclay. Lors des essais, un facteur de marge égal à 1,5 a été appliqué sur les signaux. De plus, les signaux réellement appliqués ont enveloppé les spectres cibles majorés et l'examen de la documentation des essais permettrait de dégager des marges supplémentaires. De même, une analyse composant par composant, similaire à celle faite pour l'armoire électrique, permettrait de dégager des marges complémentaires, étant donné la robustesse des équipements concernés. Il est par conséquent considéré que l'intégrité de l'instrumentation est assurée pour un niveau de séisme supérieur à 1,6 fois celui du SMS de référence de l'installation.

En cas d'incendie au niveau du poste de repli, les informations reportées sont, en situation hors séisme, également disponibles au niveau de la salle de commande déportée par rapport au Bâtiment Réacteur et en local dans le Bâtiment Réacteur. La salle de commande et l'alimentation électrique n'étant pas dimensionnées au séisme, un incendie induit par un séisme au poste de repli pourrait conduire à la perte de toute la surveillance du réacteur : des dispositions particulières au poste de repli visant à limiter le risque d'incendie interne dans ce local sont à prévoir.

- Pont roulant

Le pont roulant et ses chemins de roulement ont été conçus et dimensionnés parasismiques en considérant le SMS et le paléoséisme définis selon la RFS n° 2001-01. L'analyse des notes de calcul du pont montre que ce dernier présente des marges significatives de résistance en situation sismique. Le facteur minimal de marge constaté concerne les liaisons entre les poutres et les sommiers et sa valeur est de 2,1.

La valeur de la première fréquence propre des modes fondamentaux du pont est de l'ordre de 4 Hz et le SMS de référence de l'installation ne permet pas de dégager une marge supplémentaire.

La stabilité du pont roulant peut être considérée comme assurée pour un niveau de séisme au moins égal à 2,1 fois celui du SMS de référence de l'installation.

- Château X

Les facteurs de marge les plus faibles concernent les butées de blocage horizontal du châssis du château. L'analyse de la note de calcul de ces butées met en évidence un facteur de marge minimal de 1,3 vis-à-vis de la capacité de résistance élastique en flexion des platines. Les facteurs de marge des autres composants sont supérieurs à 2. Les platines étant sollicitées en flexion, un facteur de marge supplémentaire de 1,5 est pris en compte pour tenir compte de leur ductilité.

La stabilité du château X peut donc être considérée comme assurée pour un niveau de séisme au moins égal à 2 fois celui du SMS de référence de l'installation.

3.2.8. Synthèse des marges

Ouvrages de génie civil

Ouvrages	Sous-structures	Robustesse globale
Bâtiment Réacteur	Infrastructure	> 2,2
	Superstructure	2,2
	Cheminée	1,8
Bâtiments Annexes	-	1,7
Bâtiment Sodium	Local Commande Sodium	1,5
	Galerie Technique & local CCP	1,7
	Cellules d'Entreposage	2,0
Sas d'accès au Bâtiment Sodium	-	1,5
Sas Matériel	-	1,6
Bâtiment d'Entreposage	-	2,2

Equipements

Ouvrages	Equipements	Robustesse globale
Bâtiment Réacteur	Ensemble Bloc Cœur	1,6*
	Ensemble Cuve du Bloc Cœur	1,6
	Ensemble Poutres Support du Bloc Cœur	1,4**
	Carneaux C12, C13 et C15	1,8
	Pont roulant	1,6
	Réservoirs d'eau du cœur	1,5
Bâtiment Sodium	Réservoir de sodium	1,5
Bâtiment d'Entreposage	Poste de repli et instrumentation	1,4
	Pont roulant	2,1
	Château X	2,0

* hors singularité de la liaison BAEI – enveloppe cœur (1,4)

** dans la configuration « chèvre »

3.3. Conclusions relatives à l'aléa « Séisme »

Le comportement global de l'INB est satisfaisant : la stabilité de la superstructure du Bâtiment Réacteur reste assurée pour un niveau de séisme évalué à 2,2 fois le niveau du SMS de référence de l'installation. L'infrastructure du Bâtiment Réacteur présente une plus grande robustesse que la superstructure et son facteur global de marge est supérieur à 2,2.

Les bâtiments disposent globalement de marges importantes en termes de robustesse globale.

Pour les équipements du Bâtiment Réacteur, la robustesse globale de la cuve du réacteur est assurée avec une marge de 1,6 qui permet d'éliminer le risque d'effet falaise associé au dénoyage du cœur.

Concernant l'ensemble du bloc cœur, la marge minimale de 1,4 garantit une stabilité d'ensemble de cet équipement. Cette marge minimale a été déterminée au niveau de la jonction de l'enveloppe cœur avec la Boîte à Eau Inférieure. La marge est plus importante dans les autres parties du bloc cœur. Ces marges sont jugées suffisantes.

La marge sur l'ensemble poutres support dans la configuration où le réacteur est en fonctionnement (configuration « chèvre ») est de 1,5 ce qui constitue une marge importante ne nécessitant pas de proposition de renforcement particulière. Dans cette même configuration, les sabots d'ancrage des poutres support disposent d'une marge suffisante de 1,4. L'ensemble poutres support dispose d'une marge plus faible (1,2) mais cette marge est donnée pour la configuration « hotte ». Dans cette configuration, le réacteur est arrêté depuis plusieurs heures ce qui garantit l'absence d'effet falaise associé au risque de dénoyage.

Les différents agresseurs de la cuve du réacteur ont été analysés et les marges obtenues permettent de conclure à l'absence d'effet falaise lié au dénoyage du cœur. Certaines dispositions sont toutefois proposées au titre de la défense en profondeur au paragraphe 9. Afin de renforcer la robustesse de la détection sismique déjà en place et garantir ainsi la chute des barres de commande et de sécurité qui permettent l'arrêt et le maintien à l'état sûr du réacteur, une proposition d'amélioration de la détection sismique est proposée.

En termes de surveillance après séisme, le bâtiment d'Entreposage qui abrite le poste de repli de l'installation dispose de marges importantes qui lui confèrent une robustesse globale satisfaisante. De même, les agresseurs potentiels de ce poste de repli et de la baie électrique qu'il contient ont été identifiés et les marges disponibles ne conduisent pas à des modifications complémentaires. Les marges extrapolées en terme de fonctionnalité de la baie électrique qui permet la surveillance du réacteur atteignent 1,4 et ne nécessitent pas de dispositions complémentaires.

L'analyse du risque incendie induit par un séisme réalisée au §3.1.2.4 a conduit à la proposition de dispositions supplémentaires à envisager au niveau du poste de repli (révision de la disposition des matières combustibles) et au niveau de la protection incendie des câbles de mesures du niveau d'eau dans la piscine et de la température (augmentation du degré coupe-feu). Ces dispositions permettront de renforcer la robustesse de l'installation en termes de surveillance post-accidentelle en améliorant la prévention du risque d'incendie interne induit par un séisme ainsi que les moyens de limitation des conséquences.

Enfin, le risque d'effet falaise lié à l'interaction sodium/eau est écarté du fait des marges disponibles à la fois sur les réservoirs d'eau du cœur et sur le réservoir sodium placé dans la cellule R1 de l'installation.

4. INONDATION EXTERNE

Le Centre de Cadarache est majoritairement implanté sur le bassin versant du Ravin de la Bête, ruisseau pérenne alimenté par des sources dans sa partie aval et dont la surface est de 2400 ha. Il s'agit donc d'un bassin versant de petite taille dont l'exutoire est la Durance.

L'étude se limite à l'analyse du risque d'inondation externe du Bâtiment Réacteur, des ouvrages mitoyens et leur périmètre immédiat.

4.1. Dimensionnement de l'installation

4.1.1. *Inondation de dimensionnement*

Les situations retenues sont les suivantes :

- Débordement du Ravin de la Bête
- Crue du ou des bassin(s) versant
- Eaux pluviales
- Remontée de nappe phréatique
- Crues de la Durance
- Dégradation d'ouvrages hydrauliques

4.1.1.1. *Débordement du Ravin de la Bête*

Le réseau hydrologique est majoritairement constitué de talwegs naturels, les infrastructures pluviales étant essentiellement limitées dans le périmètre immédiat des installations et autour des voiries.

L'installation CABRI est située en rive nord du Ravin de la Bête au niveau du vallon du Jauffret.

Le point de rejet vers le Ravin de la Bête se situe au croisement de la route des Piles et de la route de Ginasservis. Le fil d'eau y est d'environ 320 m NGF. La zone potentiellement inondable pour une pluie centennale est située à une cote maximale de 321,3 m NGF.

Avec une cote NGF de l'ordre de +327 m, l'installation est située hors de la zone inondable générée par le débordement du lit mineur du Ravin de la Bête.

4.1.1.2. **Crue du bassin versant**

Le bassin versant amont de l'installation a une surface d'environ 40 ha. Il est naturel et boisé.

Le collecteur pluvial principal en DN1000 est dimensionné pour drainer la pluie centennale.

Afin d'augmenter la robustesse de l'installation face au risque d'inondation externe par la pluie, des aménagements ont été réalisés en 2012 :

- Un bassin de 600 m³ a été aménagé afin de retenir les eaux pluviales provenant du bassin versant amont. Il permet d'écarter la pointe de débit et rallonger le temps de concentration.
- Un déversoir d'orage du DN1000 vers la zone en contrebas de la plateforme imperméabilisée permet de soulager le DN1000 en cas de mise en charge de celui-ci.
- Un second exutoire pluvial a été créé pour raccorder la zone en contrebas de la plateforme imperméabilisée sur le terrain naturel qui rejoint plus loin le Ravin de la Bête.

4.1.1.3. **Eaux pluviales**

Les pluies de référence

L'occurrence retenue pour l'ensemble des études est la pluie centennale.

Les historiques de pluies disponibles sur le site de Cadarache ne sont pas assez anciennes pour être exploitées de manière statistique afin d'extrapoler des valeurs d'intensité à l'occurrence désirée. Une étude climatologique a alors été confiée à Météo France en 2005.

Elle donne les résultats de l'exploitation statistique des mesures pluviométriques relevées en diverses stations pour la caractérisation de la pluie centennale. Des écarts notables entre stations trouvent leur origine dans les effets géomorphologiques de site. Il a donc été décidé de prendre en compte un modèle générique de quantification d'intensité de pluie. En application des prescriptions de l'Instruction technique ministérielle 77, il est préconisé d'utiliser un modèle donnant l'intensité de la pluie en fonction de la durée de l'évènement pluvieux. Il s'agit du modèle de **Montana pour la Région III** (quart Sud Est de la France) qui a été retenu comme pluie de référence du site de CADARACHE et qui traduit le fait que plus la durée de l'évènement pluvieux est brève plus l'intensité de la pluie est importante (cf. Figure 10).

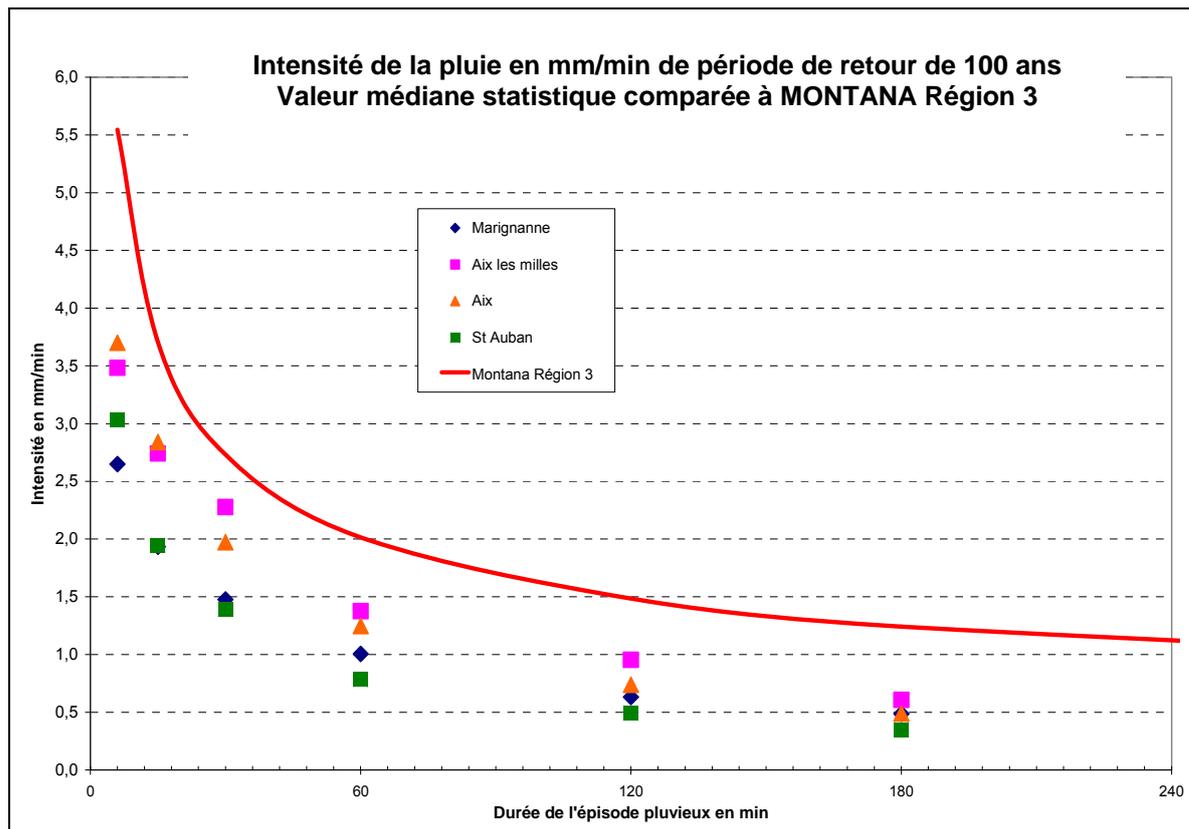


Figure 10 : Comparaison de la pluie centennale de Montana par rapport à la pluviométrie réelle issue des données Météo France

La pluie centennale de Montana Région III apparaît donc comme étant majorante par rapport à la pluviométrie réelle au niveau des stations Météo France les plus proches du centre de Cadarache. La station de St Auban serait, selon Météo France, la plus représentative de celle du site de Cadarache.

Quantification des débits de ruissellement

Les modèles retenus pour la transformation de la pluie en débit sont la méthode rationnelle et la formule de Caquot quand les conditions d'utilisation le permettent. Ces modèles permettent de calculer un débit de ruissellement à partir d'une intensité de pluie donnée en y tenant compte des caractéristiques du bassin versant telles que sa morphologie et son taux d'urbanisation.

Dimensionnement du réseau d'évacuation externe aux bâtiments

Le modèle de dimensionnement des réseaux d'évacuation est le modèle d'écoulement qui prend en compte la rugosité des canalisations, appelé modèle de Strickler et classiquement utilisé en hydraulique à surface libre. Adaptable à toute morphologie d'ouvrage, il permet d'évaluer une capacité d'évacuation en y associant un taux de remplissage. Ce modèle associe à la nature de l'ouvrage un coefficient (de Strickler) dont la valeur dépend de la rugosité du matériau de l'ouvrage et de son niveau de maintenance.

4.1.1.4. Crues de la Durance

L'éloignement avec la Durance, l'écart topographique et la présence de barrières hydrographiques telles que l'autoroute et le canal EDF conduisent à écarter tout risque d'inondation du Centre par une crue naturelle de la Durance.

A titre de comparaison, une crue centennale représenterait un pic de débit de 5 000 m³/s, à comparer aux 60 000 m³/s représentés par la dégradation du barrage EDF de Serre-Ponçon.

4.1.1.5. **Dégradation d'ouvrages hydrauliques**

L'analyse a été menée en examinant les conséquences de la rupture d'un des barrages situés sur la Durance (Serre Ponçon) ou sur le Verdon (Sainte-Croix, Quinson ou Gréoux).

Les calculs ont été effectués en prenant les conditions les plus défavorables qui correspondent à une onde de submersion se propageant sur lit sec. L'onde de submersion résulterait de l'effacement total mais progressif du barrage du fait de l'apparition d'un renard hydraulique.

Les modifications récentes intervenues dans le lit de la Durance telles que la construction de l'autoroute A51 et l'aménagement du bassin d'écluse ont été prises en compte.

Il s'avère que l'onde de submersion la plus pessimiste en termes de surélévation du plan d'eau correspond à la rupture du barrage de Serre-Ponçon. Cette onde atteindrait Cadarache en 5h 40 mn après la rupture du barrage ; elle se traduirait par un pic de débit de l'ordre de 60 000 m³/s avec une largeur à mi-hauteur de quelques heures. A noter qu'une crue centennale simultanée représenterait un débit supplémentaire de 5000 m³/s ce qui ne modifierait pas sensiblement la cote maximale atteinte par l'onde de submersion.

La cote maximale atteinte serait de 265 m NGF.

On peut noter qu'aucune installation nucléaire ne serait concernée et l'accès au Centre resterait possible par les portes annexes.

4.1.1.6. **Remontée de nappe phréatique**

Compte tenu de la réalité géologique et géomorphologique du Centre de Cadarache, les bâtiments peuvent relever de problématiques hydrogéologiques différentes. En effet, deux contextes bien distincts peuvent être rencontrés : le premier concerne les installations construites sur des formations calcaires (d'âge crétacé), le second concerne les installations construites sur les formations Miocènes et/ou Quaternaire (mio-quaternaires). Les cinétiques de remontée de nappe y sont en effets très différentes.

Problématique et méthodologie associées aux installations construites sur substratum calcaire

Historiquement, les problèmes rencontrés par les installations liées aux remontées de nappe concernent le contexte calcaire, et c'est donc logiquement que les études destinées à prendre en compte ce risque hydrogéologique se sont d'abord focalisées sur ces cinétiques rapides.

Les formations calcaires rencontrées sur le Centre de Cadarache, modérément karstifiées, sont en effet sujettes à des remontées de nappe parfois très rapides (plusieurs dizaines de mètres en moins de 24 heures). La méthodologie suivie pour évaluer l'aléa hydrogéologique dans les formations calcaires est une approche statistique. Elle a été initiée par le CEA en collaboration avec l'Université de Montpellier II en 1995. Depuis et jusqu'à aujourd'hui, cette méthodologie a fait l'objet de développements complémentaires et d'optimisation dans ce même cadre. Elle consiste à compléter les connaissances historiques en termes de suivi des événements exceptionnels souterrains en reconstituant une chronique piézométrique simulée sur une cinquantaine d'années (à partir des mesures de pluviométrie sur le site de Cadarache, connues depuis 1960). C'est sur cette chronique simulée que sont ensuite appliquées les méthodes statistiques « standards » de l'hydrologie afin d'être en mesure d'évaluer les cotes atteintes en fonction de périodes de retour données.

Les étapes à suivre pour appliquer cette approche sont les suivantes :

- mesure du niveau piézométrique en continu sur plusieurs cycles hydrogéologiques en plusieurs piézomètres (par le biais de capteurs de pression autonomes, permettant d'enregistrer à pas de temps courts l'évolution du niveau de la nappe),
- choix d'un piézomètre de référence (choisi pour sa représentativité, sa réactivité aux pluies, éventuellement son caractère « enveloppe » des niveaux mesurés les plus hauts),
- calage d'un modèle de reconstitution des chroniques piézométriques sur la durée des mesures piézométriques, utilisant comme données d'entrée la pluviométrie et la température au pas de temps journalier,
- simulation d'une chronique piézométrique « longue » à partir des données météorologiques du centre de Cadarache (depuis le 27 juin 1960),

- application de différentes méthodes statistiques (six combinaisons au total) sur ces chroniques simulées afin de dégager des niveaux extrêmes avec leurs intervalles de confiance,
- analyse :
 - des résultats statistiques en fonction de leurs qualités (selon la chronique utilisée),
 - des éléments de contexte hydrogéologique permettant d'évaluer le caractère enveloppe (ou non) des hypothèses retenues pour la modélisation.

C'est cette approche qui a été retenue dans le cadre du futur « guide ASN inondation ». D'un point de vue quantitatif, le guide prescrit de retenir la borne supérieure de l'intervalle de confiance à 95% de la crue centennale. Cela correspond à la valeur estimée médiane, majorée de deux écart-types. Cette approche a été appliquée en 2008, sur demande de l'ASN, à l'ensemble des INB pérennes de Cadarache, fondées sur les formations calcaires, dont le CEA est l'exploitant.

Problématique et méthodologie associées aux installations construites sur substratum mio-quadernaire

A l'inverse du contexte « calcaire », la nappe mio-quadernaire présente des amplitudes de fluctuation bien moindre (quelques mètres) et des cinétiques de variation beaucoup plus lentes (remontée en plusieurs semaines, voire plusieurs mois). Ces caractéristiques impliquent que jusqu'à aujourd'hui, aucun problème majeur dû à la nappe n'ait été rencontré par une installation construite sur des formations mio-quadernaires.

L'évaluation d'une courbe d'aléa pour l'évaluation des fluctuations de la nappe mio-quadernaire est néanmoins plus délicate que dans le cadre de la nappe calcaire car la modélisation du comportement hydrodynamique doit prendre en compte plus d'éléments (modèle géométrique descriptif du milieu, intégration des phénomènes d'écoulement à plus grande échelle, etc.). Les travaux pour intégrer ces éléments dans une méthodologie adaptée ont été enclenchés, ce qui n'empêche pas de produire des éléments d'analyse de risque installation par installation.

4.1.2. Dispositions de protection du dimensionnement

Suite à l'identification des situations entraînant un risque d'inondation externe pour l'installation Cabri, les dispositions de protection du dimensionnement mises en œuvre ont été analysées et sont présentées dans les paragraphes suivants.

Les dispositions de protection du dimensionnement mises en œuvre se basent sur les textes de référence suivants :

- la circulaire interministérielle n° 77-284/INT du 22 juin 1977, relative aux réseaux d'assainissement des agglomérations,
- les Techniques de l'ingénieur relatives à l'assainissement des agglomérations (N° C 4 200 de 1985) ;
- les préconisations du Projet de Guide ASN relatif à la protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes (Version du 17/05/2010).
- pour les toitures, le DTU 60.11 relatif aux règles de calcul des installations de plomberie sanitaire et des installations d'évacuation des eaux pluviales.

4.1.2.1. Identification des structures, systèmes et Composants (SSC) clés devant rester disponibles après l'inondation pour assurer un état sûr

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

- L'infiltration d'eau dans les locaux contenant le sodium gelé ;
- La perte totale des alimentations électriques ;
- La perte de la ventilation nucléaire.

Dans le cas où une inondation entraîne la perte totale des alimentations électriques et de la ventilation nucléaire, les fonctions importantes pour la sûreté : la mise et le maintien à l'arrêt sûr du réacteur, le maintien de la sous-criticité, l'évacuation de la puissance résiduelle, la maîtrise du confinement des matières radioactives, sont assurées.

Vis-à-vis du confinement, les lignes de défense sont dégradées du fait de la perte de la ventilation, mais le confinement des matières radioactives reste assuré par les barrières de confinement statique à savoir la gaine des éléments combustibles, puis la piscine et le circuit primaire, et enfin le hall.

L'arrêt du réacteur et la maîtrise de la sous-criticité sont garantis par la chute automatique des BCS suite à la perte en alimentation électrique.

Du fait de la perte des alimentations électriques, le refroidissement du cœur n'est plus assuré par la circulation forcée de l'eau dans le circuit primaire. De par la conception des circuits et l'implantation des réservoirs de stockage d'eau du cœur, l'évacuation de la puissance résiduelle et le refroidissement du combustible du cœur continuent d'être assurés par le volant d'inertie et l'arrivée gravitaire d'eau depuis les réservoirs.

Concernant le risque sodium-eau, les structures et équipements identifiés au paragraphe 2.3, notamment les réservoirs de sodium, restent opérationnels et continuent d'assurer le rôle de barrière permettant d'éviter le contact du sodium avec l'eau.

Il n'y a pas d'effet falaise associé à l'inondation pour l'installation CABRI. Il n'est donc pas identifié de SSC.

4.1.2.2. Principales dispositions de conception

L'eau de pluie est susceptible de s'infiltrer par les points d'entrée suivants :

- A l'intérieur du bâtiment réacteur :
 - portes d'accès au local commande sodium (portes 4E), situées au niveau de la voirie,
 - porte d'accès au sas camion (porte 5E),
 - porte d'accès au sas matériel (porte 9E), située dans l'axe du vallon naturel (principal bassin versant drainé), surélevée de 19 cm par rapport au niveau altimétrique de la voirie,
 - porte d'accès au local batterie (porte 7E), située au niveau de la voirie,
 - porte d'accès au local du groupe électrogène (porte 10E), située au niveau de la voirie,
 - porte d'accès principal au bâtiment réacteur (porte 1E), située au niveau de la voirie,
 - porte d'accès à un sas adjacent au local ventilation (porte 2E), surélevée de 10 cm par rapport au niveau de la voirie,
 - porte d'accès au vestiaire de travail du local sodium (porte 3E), située dans l'axe du vallon naturel (bassin versant drainé), surélevée de 11 cm par rapport au niveau altimétrique de la voirie.

- A l'intérieur des vestiaires (vestiaires annexes au bâtiment réacteur) :
 - porte d'accès aux vestiaires (porte 6E), située dans l'axe du vallon naturel (principal bassin versant drainé), munie d'un escalier d'accès de 31 cm de haut par rapport à la voirie,
 - Autres portes d'accès aux vestiaires, surélevées de 13 cm par rapport au niveau altimétrique de la voirie.

- A l'intérieur du Bâtiment d'Entreposage abritant le poste de repli :
 - porte d'accès au poste de repli, surélevée de 11 cm par rapport au niveau altimétrique de la voirie,
 - grande porte d'accès au local d'entreposage d'équipements mobiles, légèrement surélevée (légère pente) par rapport au niveau altimétrique de la voirie,

- Autre porte d'accès au local d'entreposage d'équipements mobiles, située sur le côté Nord du bâtiment, munie d'une marche d'accès de 10 cm de hauteur.

Pour prévenir le risque d'infiltration d'eau dans l'installation, les dispositions suivantes ont été mises en œuvre à la conception des bâtiments :

- création d'un réseau de collecte et d'évacuation des eaux pluviales autour des bâtiments,
- des dispositions constructives aux points d'entrées d'eau potentiels :
 - grille d'évacuation pluviale située devant les portes d'accès,
 - bavette d'étanchéité,
 - batardeaux,
 - présence de pente descendante vers la voirie,
 - dos d'âne, accès dans les locaux surélevé par des marches,
 - grilles d'aération situées en hauteur,
 - présence de puisards pour évacuation des eaux vers le réseau d'effluents.

En cas d'entrée d'eau par ces points, il n'y a pas de risque avéré dès lors que le local ne contient pas de substances dangereuses ou de commandes électriques vulnérables à l'eau. En cas de présence de matériel vulnérable (batteries, groupe électrogène), celui-ci est positionné sur des plateformes surélevées.

La porte d'accès à la salle électronique (porte 11E) se situe au niveau de la voirie. Ce local contient des armoires électriques, surélevées de 15 cm par rapport au niveau du sol et des chemins de câbles qui cheminent au niveau des dalles du sol. En cas d'entrée d'eau par cette porte, il n'y a pas de risque avéré d'inondation et de dégradation des armoires électriques. Par contre, l'infiltration d'eau dans ce local pourrait dégrader les chemins de câbles et engendrer une perte des alimentations électriques externes. Les conséquences de la perte des alimentations électriques externes sont traitées au chapitre 6.

Par ailleurs, il est important de noter que toutes les portes des bâtiments de l'installation donnant sur l'extérieur ont été conçues de sorte que le sens d'ouverture de la porte aille à l'encontre de la poussée d'eau en cas de fortes pluies.

Enfin, lors des travaux réalisés en 2012 dans le cadre du réexamen de sûreté, des dispositions ont été prises pour :

- corriger les pentes de voirie pour éloigner les eaux de ruissellement du bâtiment,
- améliorer la collecte des eaux de ruissellement avec des grilles plus grandes et plus nombreuses,
- rajouter un bassin de rétention sur le bassin versant amont de l'installation pour ralentir l'écoulement et limiter le risque de mise en charge du collecteur principal en DN1000.

Ces dispositions sont suffisantes pour exclure tout risque d'effet falaise lié à une inondation externe.

4.1.2.3. Principales dispositions d'exploitation

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 remontées de nappe phréatique ou une pluie centennale.

La surveillance de l'installation en dehors des heures ouvrées est assurée par le réseau de téléalarme SAFIR de l'installation avec mise en place d'une astreinte à domicile, joignable 24h/24 par la FLS. Ce dispositif est complété en tant que de besoin par une Permanence pour Motif de Sécurité (PMS).

Cas « Pluie Centennale » :

L'imminence d'un phénomène orageux ou d'une forte pluie est signalée par Météo France, puis par le Centre. Des systèmes de prévention sont mis en place à divers endroits de l'installation pour détecter les infiltrations d'eau dans les bâtiments. Des détecteurs d'humidité et des détecteurs d'eau sont notamment présents dans les locaux contenant du sodium.

Le risque d'inondation par ruissellement de pluie est limité par le réseau pluvial mis en place autour de l'installation.

L'efficacité du réseau pluvial de surface est vérifiée par :

- les rondes réalisées par l'opérateur en charge de la maintenance des réseaux sur le Centre de Cadarache :
 - ronde mensuelle sur les points sensibles identifiés,
 - ronde semestrielle sur le reste du réseau,
- rondes effectuées par l'exploitant qui, sur simple demande, peut faire réaliser un curage.

Cas « Remontées de nappe phréatique »

Avec un niveau de base de la nappe situé à plus de 25 m en dessous de la face supérieure du radier (calée à 316,6 m NGF, soit -10,9 m par rapport au terrain naturel), le génie civil de l'installation est hors eau la plupart du temps. Ce n'est que quelques jours par an, et uniquement lors des années pluvieuses, que la nappe peut atteindre l'installation et mettre légèrement en charge le radier et la base des voiles latéraux de la partie souterraine de l'installation. Lorsque la nappe atteint la cote 318,3 m NGF, l'installation dispose de moyens de prévention et de surveillance du risque d'inondation à l'intérieur de l'installation.

La surveillance d'une remontée de la nappe phréatique ou d'une infiltration d'eau dans l'installation est assurée notamment par la présence de capteurs inondation associés à des alarmes et au déclenchement d'opérations de pompage.

En effet, l'installation dispose d'un système de pompage avec déclenchement automatique en fonction du niveau d'eau. L'efficacité de ces points de relevage est surveillée par des contrôles préventifs.

Ce système est constitué de deux pompes déclenchant automatiquement sur dépassement de seuils prédéfinis (deux seuils distincts). Les pompes sont situées dans l'axe Nord / Sud du hall réacteur, sur la face Sud, de celui-ci et à environ - 9,50 m. Ce système de pompage permet d'évacuer au réseau pluvial les eaux qui s'accumulent dans le puisard à - 10,50 m (chemin préférentiel des eaux).

En cas de déclenchement d'alarme indiquant un dysfonctionnement du système de relevage, il y a intervention des services du Centre et mise en œuvre d'une pompe mobile par la FLS.

La cellule R1 contenant le réservoir de sodium est munie d'un cuvelage remontant au-dessus du niveau naturel du sol empêchant ainsi toute infiltration d'eau issue de remontée de nappe dans l'espace entre la cuve du réservoir et le cuvelage. De plus, la fosse de la cellule R1 est munie d'une sonde d'humidité et de détection d'eau remontant en téléalarme. En cas d'arrivée d'eau dans l'espace entre la fosse et le cuvelage, les équipes d'intervention mettent en fonctionnement une pompe de relevage dédiée à cet usage.

Par ailleurs, suite à un évènement de pluie majeure survenu sur le site en novembre 2011, évènement ayant contribué à la remontée des nappes phréatiques, des actions ont été lancées pour améliorer le système de protection de l'installation vis-à-vis du risque d'inondation :

- Remise à niveau de l'étanchéité entre la galerie périphérique et les sous-sols du hall réacteur,
- Réexamen du débit de pompage de la galerie périphérique Sud et du système d'alarme,
- Déport de boîtiers de raccordement (éclairage, alarme) pour éviter leur immersion, remplacement par du matériel étanche,
- Révision des moyens de gestion des eaux recueillies en cellule des locaux sodium.

Un nettoyage régulier du puits de la galerie périphérique Sud a de plus été mis en place.

4.1.3. Conformité de l'installation

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

L'organisation mise en place et appliquée par l'exploitant pour garantir la conformité de l'installation vis-à-vis du risque inondation repose sur 3 axes :

- les différents contrôles effectués lors des travaux de construction de l'installation,
- l'examen de conformité mené tous les 10 ans dans le cadre des réexamens de sûreté,
- le suivi des modifications.

Contrôles lors de la réalisation

Lors de la construction de l'installation, différents contrôles ont été réalisés afin de garantir la conformité des travaux.

Examen de conformité

De par le cadre réglementaire français, un examen de conformité est réalisé lors de chaque réexamen de sûreté mené tous les dix ans.

Le dernier examen de conformité a été mené en 2004 et 2008, suivant les règles actuelles précisées dans le paragraphe 4.1.2.

Suivi des modifications

La garantie du maintien de la conformité suite aux éventuelles modifications apportées à l'installation repose sur l'analyse préalable des conséquences des modifications envisagées. Chacune des modifications envisagées est analysée au travers de fiches (Fiche de Modification ou Fiche d'Évènement et d'Amélioration) afin de garantir la conformité de l'installation après travaux.

4.1.3.2. Non conformités et programme de remise en conformité

La réévaluation de sûreté de l'INB24 a été examinée lors de Groupes Permanents de 2004 et 2008. Dans le cadre du décret de modification 2006-320 du 20 mars 2006, un programme de mise en conformité est en cours de finalisation (voirie, bassin de rétention).

La conformité des travaux sera vérifiée à l'occasion des contrôles prévus par l'exploitant, dans le cadre du suivi des prestations.

Concernant les équipements existant de l'installation, la conformité de l'installation repose sur :

- L'entretien des canalisations d'évacuation et ouvrages associés avec un curage, le cas échéant.
- Le contrôle périodique de bon fonctionnement et la maintenance des pompes de relevage pour faire face à d'éventuelles remontées de nappe.

Concernant l'incident de fin 2011 faisant suite à une remontée de nappe phréatique, les différentes actions engagées sont décrites dans le paragraphe 4.1.2.3 ci avant.

4.2. Evaluation des marges

4.2.1. *Débordement du Ravin de la Bête*

L'installation se situe à une distance significative du Ravin de la Bête et à une cote topographique de plus de 5 m par rapport à la cote fil d'eau pour la pluie centennale.

4.2.2. *Collecte et évacuation des eaux de pluie et de ruissellement*

Il convient tout d'abord de noter qu'aucun évènement pluvieux significatif n'a mis en cause la sûreté de l'installation depuis sa création du fait du ruissellement des eaux (à différencier de la problématique de remontée des nappes phréatiques).

Dans le cas de pluies supérieures à la pluie de dimensionnement ou dans l'hypothèse d'engorgement des réseaux (par obstruction par exemple), la conséquence immédiate est la formation de lames d'eau sur les voiries. La surface du bassin versant amont d'apport est faible et la nature des terrains (calcaires) est très favorable à l'infiltration.

Dans l'hypothèse d'évacuations pluviales engorgées, des débordements sont possibles sur la voirie mais ils concernent les réseaux secondaires et non le collecteur principal. En effet, un bassin de rétention a été aménagé et deux décanteurs successifs ont été rajoutés en amont du collecteur principal en DN1000. Le risque pour qu'il soit bouché est donc faible.

4.2.3. *Dégradation d'ouvrages hydrauliques*

La cote maximale que l'eau pourrait atteindre en cas de rupture d'un barrage situé en amont de Cadarache, sur le Verdon ou la Durance, est de 265 m NGF (cas de rupture du barrage de Serre-Ponçon), ce qui est plus bas de plus de 60 m de la cote maximale acceptable dans l'installation CABRI.

4.2.4. *Remontée de nappe*

Contexte et dispositions constructives

L'INB CABRI a été construite à l'extrême Sud-Est du Centre de Cadarache, au niveau de la terminaison de la « vallée de piles » (Ravin de la Bête). Elle s'appuie sur des formations crétacées dont la nappe présente des caractères karstiques (remontées soudaines et fortes du niveau piézométrique). D'un point de vue morphologique, l'installation est entourée de collines (sauf au Nord-Ouest où s'ouvre le Ravin de la Bête).

La partie de l'infrastructure dans laquelle est positionné le cœur du réacteur est enterré. Le sommet du radier est calé à la cote -10,9 m (316,6 m NGF) sous le niveau du terrain naturel. Après la réalisation de cette infrastructure, des remblais (principalement galets de la Durance) ont été mis en place latéralement. A noter également la présence d'une galerie périphérique positionnée à l'extérieur du génie civil principal, communiquant avec le hall réacteur par une trémie calée à -6,2 m (321,3 m NGF).

Les premiers évènements relatifs aux remontées de la nappe (venues d'eau dans le hall CABRI) datent du 21 février 1972. La nappe a progressivement monté en inondant les remblais disposés autour de la partie enterrée du bâtiment réacteur pour finalement atteindre la trémie de la galerie périphérique d'où elle a pénétré à l'intérieur de l'installation. A cette date, aucun dispositif actif de rabattement de la nappe pérenne n'avait été déployé, et c'est ce premier évènement qui a motivé la réalisation d'un puisard, à partir de la galerie de ventilation périphérique mentionnée plus haut, réalisé dans les remblais.

De nouveaux évènements se produisent entre le 29 décembre 1972 et le 1^{er} janvier 1973 (jusqu'à 1,5 m d'eau dans le hall réacteur). A ces dates, les pompes mises en place dans le puisard n'avaient pas encore été raccordées au réseau électrique.

Au-delà de cette date, après connexion des pompes à l'alimentation électrique, aucun incident dû aux remontées de nappe n'a été signalé jusqu'à la crue de novembre 2011 (seules des anomalies de démarrage de pompe avaient été signalées mais n'avaient pas eu de conséquence en terme de sûreté puisque des

dispositifs d'alerte avait fonctionné et que les actions correctives – démarrage de la pompe de secours – notamment avaient été effectuées à temps).

De précédentes études du risque hydrogéologique sur l'installation CABRI (2008) avaient conclu à la suffisance des 2 pompes en place à cette date dans le puisard en termes de débit cumulé en cas de crue centennale majoré de deux écart-types. Lors de la crue de novembre 2011, seule une pompe était opérationnelle : nous reviendrons sur ce point plus bas.

Aléa

Lors de l'évaluation homogène de l'aléa hydrogéologique pour un ensemble d'INB du Centre de Cadarache en 2008, le quantile de crue centennale avait été calculé à 326,6 m, alors que la cote piézométrique de référence (centennale + 2 écarts types) avait été évaluée à 333,6 m NGF.

La prise en compte des crues majeures de décembre 2008 et novembre 2011 dans l'intervalle de calcul a impliqué une réévaluation à la hausse logique du quantile jusqu'à la cote de 333,3 m. Toutefois, les cotes atteintes lors de crues exceptionnelles étant désormais mieux évaluées, l'écart-type a été revu à la baisse. Compte tenu de la forte augmentation du quantile, il en résulte néanmoins une augmentation de l'aléa de référence, porté à la valeur de 335,7 m NGF (centennale + 2 écarts types). A noter que la cote de 329,7 m NGF a été atteinte le 6 novembre 2011 dans le piézomètre CABRI 7 (piézomètre amont à l'installation CABRI et calé à une altitude supérieure à l'installation).

Avec un terrain naturel situé à 327,5 m au niveau de l'INB, on constate que les phénomènes d'écrêtage de la nappe par artésianisme (ou écoulement pelliculaire) ont été activés lors de cet événement.

La cote de référence estimée avant les crues de décembre 2008 et novembre 2011 (333,6 m NGF) était déjà largement au-dessus du terrain naturel et ne pouvait d'ores et déjà pas être atteint compte tenu du phénomène d'écrêtage décrit plus haut. La nouvelle évaluation (335,7 m NGF), suite aux événements des décembre 2008 et novembre 2011, ne remet donc pas en cause l'aléa hydrogéologique de CABRI.

REX de la crue de novembre 2011

Lors de la crue de novembre 2011, seule l'une des deux pompes placées dans le puisard de la galerie périphérique était opérationnelle. A elle seule, elle n'a pu contenir la montée de la nappe l'eau qui a pénétré dans l'installation par les connexions existantes entre la galerie périphérique et l'intérieur du bâtiment. Les pompes mobiles alors déployées ont permis de revenir à une situation normale, toutefois, le débit cumulé de l'ensemble de ces pompes était supérieur à celui des deux pompes devant fonctionner en situation nominale dans le puisard. Ces pompes ont eu non seulement à pallier le débit d'évacuation dû à l'indisponibilité d'une pompe du puisard, mais ont également eu à « rattraper le retard » de pompage que cette situation a impliqué dans le cône de rabattement autour de l'installation. Il est donc difficile, sur un plan purement quantitatif, de conclure à l'insuffisance des débits des deux pompes du puisard (quand ces dernières sont toutes deux opérationnelles).

En plus des solutions retenues, présentées au § 4.1.2.3, la mise en place d'une organisation assurant la disponibilité des pompes, y compris en cas de maintenance, a été retenue.

Marges disponibles :

L'installation est conçue pour éviter tout contact entre le réservoir sodium et les eaux de nappe en cas de remontée de celle-ci. Elle est munie de moyens automatiques pour limiter la remontée des eaux autour du bâtiment réacteur et éviter le noyage de celui-ci. Par ailleurs, le noyage des pompes du circuit de refroidissement du cœur situées au sous-sol de l'installation n'entraînerait pas d'effets faibles compte tenu de la passivité de l'installation vis-à-vis du refroidissement du cœur.

4.3. Conclusions relatives à l'aléa « Inondation externe »

La présente analyse a montré que l'évacuation de l'eau de pluie se faisait gravitairement vers le Ravin de la Bête et la cote maximale atteinte de la zone inondable se situait en-deçà de la cote de l'installation Cabri.

De plus, les dispositions de conception et d'exploitation existantes et celles mises en place suite au réexamen pour améliorer la robustesse de l'installation (ces travaux sont en cours de finalisation), permettent d'éviter toute infiltration d'eau dans les locaux et notamment les locaux contenant du sodium, et ainsi d'écartier tout risque d'effet falaise engendré par l'aléa « inondation externe » pour l'installation Cabri.

Vis-à-vis de l'inondation liée aux remontées de nappe, l'absence d'effet falaise est d'une part assurée par la conception de l'installation quant au risque de contact eau-sodium et d'autre part assurée par la passivité du refroidissement du cœur en cas de noyage des pompes du circuit primaire.

La robustesse de l'installation peut être renforcée par la mise à disposition par le centre de pompes mobiles, qui viendraient compléter les pompes devant fonctionner en situation normale dans le puisard, comme cela a été réalisé lors de la crue de novembre 2011.

5. AUTRES PHENOMENES NATURELS EXTREMES

5.1. Conditions météorologiques extrêmes liées à l'inondation

Les conditions météorologiques extrêmes liées à l'inondation sont :

- la grêle et les pluies extrêmes locales,
La grêle ou les pluies extrêmes locales peuvent être des initiateurs d'obstruction des systèmes d'évacuation des eaux pluviales. En effet, des phénomènes tels que la grêle ou la mise en mouvement de débris divers par les ruissellements, sont fortement susceptibles d'apparaître.
- les vents violents,
Les vents violents associés à des pluies intenses peuvent entraîner des objets divers (branches d'arbres, ..) qui pourraient contribuer, comme dans le cas de la grêle, à perturber l'évacuation des eaux par un bouchage localisé du réseau.

Des dispositions ont été prises pour écarter le risque d'indisponibilité du réseau pluvial dans le cas de tels évènements climatiques. Ces dispositions sont présentées au chapitre 4.

- la foudre.
La foudre pourrait être initiatrice de court-circuit, et donc de perte d'alimentation électrique (traitée au chapitre 6), voire d'incendie.
L'installation est protégée de la foudre en prenant en compte :
 - les effets directs par une mise à la terre des bâtiments et des éléments métalliques situés en toiture ;
 - les effets indirects, par une cage maillée implantée sur le toit et les murs extérieurs du bâtiment abritant la téléalarme et fonctionnant comme une cage de Faraday, et par la présence de systèmes de protection contre les surtensions, installés sur le réseau électrique.

D'autre part, il est à noter qu'une perte éventuelle d'alimentation électrique induite par un impact de foudre ne conduit pas à un effet falaise (cf. chapitre 6).

En conclusion, du fait des dispositions précitées et de celles décrites au paragraphe 4, les conditions météorologiques extrêmes liées à l'inondation ne peuvent pas conduire à un risque d'effet falaise.

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

L'objet de ce chapitre est d'identifier tout effet falaise supplémentaire lié au cumul d'un séisme pour lequel l'installation ou certains ouvrages sont dimensionnés avec une inondation induite dépassant le niveau d'eau pour lequel l'installation est dimensionnée.

5.2.1. *Identification des inondations induites par un séisme impactant le site de Cadarache*

Les inondations induites par un séisme impactant le site de Cadarache peuvent résulter :

- de la rupture, à la suite d'un séisme, de barrages situés sur le Verdon,
- de la rupture, à la suite d'un séisme, du canal de Provence,
- de la rupture, à la suite d'un séisme, de bassins de 2500 m³ (4 bassins) et de 1000 m³ (2 bassins) de la partie nord est du centre.

5.2.1.1. Analyse du risque de rupture de barrages du Verdon à proximité de Cadarache à la suite d'un séisme

Les failles potentiellement sismogéniques du Sud Est de la France sont des failles "intraplaques" présentant des dimensions relativement modestes comparées aux failles présentes en bordures des plaques tectoniques. Ces failles "régionales" présentent des longueurs de rupture potentielle de l'ordre de la vingtaine de kilomètres. On ne peut "physiquement" pas envisager un séisme dont les mouvements destructeurs toucheraient, au cours de la même séquence sismique, le Centre de Cadarache et un ouvrage éloigné d'une centaine de kilomètres ; à titre d'illustration, un séisme à Cadarache avec une intensité de 6,5 verrait l'accélération du sol diminuer d'un facteur 10 à 100 km.

Les principaux barrages de la région susceptibles de concerner Cadarache, sont :

- les barrages situés sur le Verdon et éloignés de moins de 30 km de Cadarache (Sainte-Croix, Quinson et Esparron/Gréoux) ; on ne peut pas exclure la possibilité de dommages sur ces ouvrages consécutifs à un séisme sur le Centre de Cadarache,
- le barrage de Serre-Ponçon implanté sur la Durance et situé à plus de 95 km de Cadarache ; compte tenu de son éloignement, sa rupture consécutive à un séisme ayant lieu sur Cadarache n'est pas envisageable.

En cas de rupture des barrages du Verdon due à un séisme à Cadarache nous avons considéré que la cote de l'onde de submersion serait équivalente à celle résultant de l'effacement total mais progressif du barrage du fait de l'apparition d'un renard hydraulique.

Les calculs ont été effectués en prenant les conditions les plus défavorables qui correspondent à une onde de submersion se propageant sur lit sec, les modifications récentes intervenues dans le lit de la Durance telles que la construction de l'autoroute A51 et l'aménagement du bassin d'écluse ont été prises en compte.

La cote maximale atteinte serait de 250 m NGF si l'on considère la rupture du barrage d'Esparron/Gréoux avec un temps d'arrivée du front d'onde de 1h 30 min.

La cote maximale atteinte serait de 254 m NGF si on considère la rupture des barrages de Sainte-Croix, Quinson et du barrage aval d'Esparron/Gréoux ; le temps d'arrivée du front d'onde serait de 1h 50min.

A noter que la cote du terrain naturel dans la vallée au droit du centre (près de l'autoroute) est de 247 m NGF.

Aucune installation nucléaire ne serait donc concernée et l'accès au Centre resterait possible par les portes annexes.

5.2.1.2. Analyse du risque de rupture du canal de Provence à la suite d'un séisme

Description des ouvrages du canal de Provence

Le Canal de Provence est alimenté, via le canal mixte EDF/SCP, par la retenue de Gréoux-les-Bains. En aval du canal mixte, dans la cuvette de Boutre, démarrent les ouvrages SCP : un canal d'aménée à ciel ouvert et ensuite une galerie enterrée (cf. Figure 11).



Figure 11 : Implantation du canal de Provence

Le profil en long de la galerie (cf. Figure 14) fait apparaître une prise au niveau de Cadarache initialement construite pour alimenter le Centre, cette prise est aussi appelée prise du « Médecin ».

Cette prise est une galerie « dérivée » ascendante de la galerie du Canal de Provence. Elle est située dans une zone où le Terrain Naturel (TN) est à la cote 357 m NGF et le radier du puits est à la cote 347,60 m NGF (cf. Figure 12).

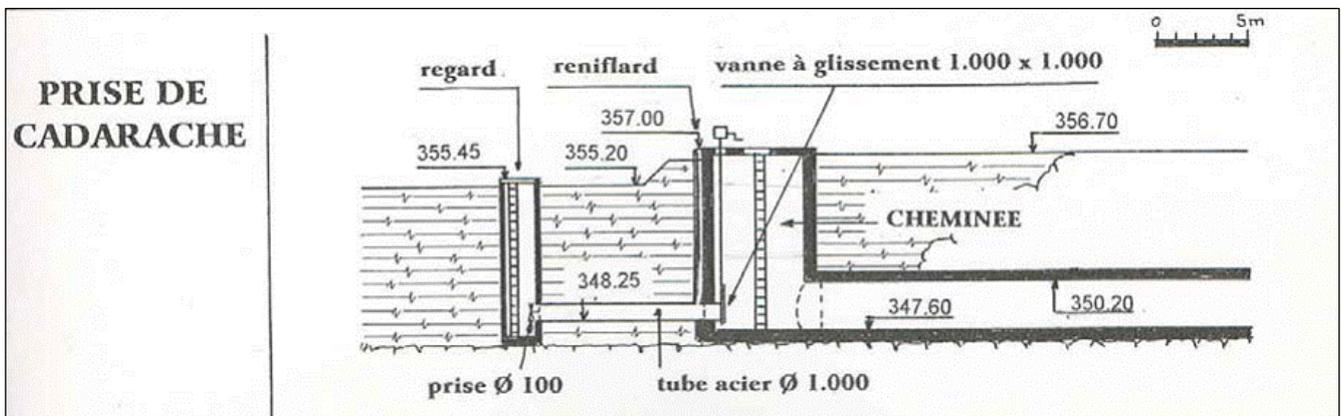


Figure 12 : Prise de Cadarache

Au niveau de Boutre (canal à ciel ouvert d'alimentation de la galerie enterrée), le niveau des plus hautes eaux (canal à l'arrêt) est à la cote 353,70 m NGF avec des berges à 354 m NGF en point haut (cf. Figure 13).

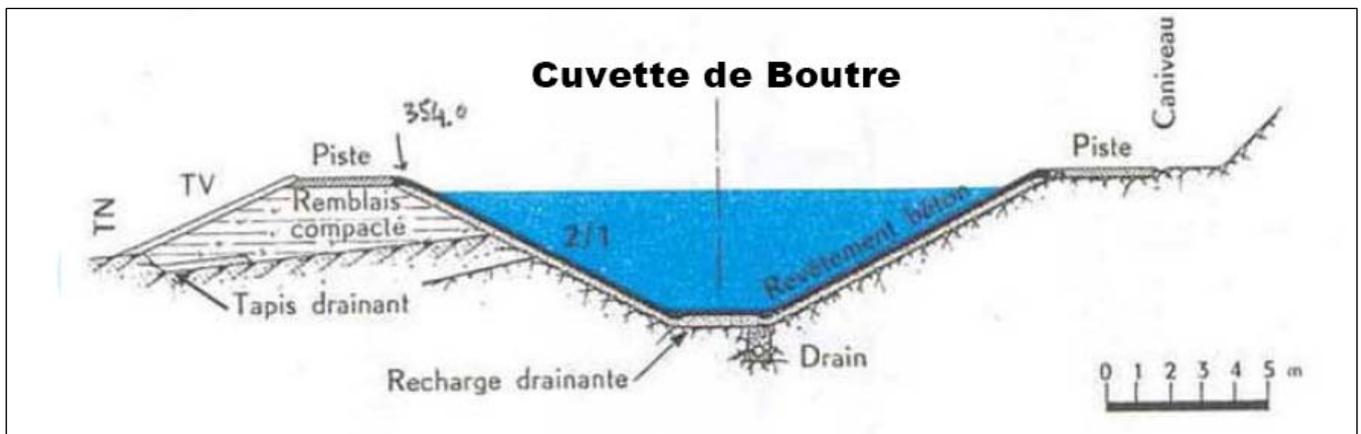


Figure 13 : Coupe de la cuvette de Boutre

La cote piézométrique dans le puits du Médecin évolue de la manière suivante :

- canal à l'arrêt : 353,7 m NGF,
- débit maxi : 350,7 m NGF.

Le niveau piézométrique du puits du Médecin ne peut hydrauliquement pas dépasser la cote 353.70 m NGF. Celle-ci correspond en effet au niveau maximum d'exploitation du canal dans la cuvette de Boutre.

Le profil géologique autour du puits du Médecin est constitué à partir du Terrain Naturel (355,2 m NGF) d'un horizon de cailloutis à matrice argileuse sur une puissance d'environ 2 m puis, à partir de la cote 353 m NGF de calcaires beiges. Le niveau piézométrique a été relevé, hors période pluvieuse, à la cote 343,7 m NGF.

Analyse du risque d'inondation par les ouvrages du Canal de Provence

L'analyse cartographique permet de limiter le risque d'inondation externe du centre de Cadarache par le canal de Provence, uniquement à la zone de la prise du Médecin, il s'agit en effet du seul secteur traversant le bassin versant du Ravin de la Bête (cf. Figure 14).

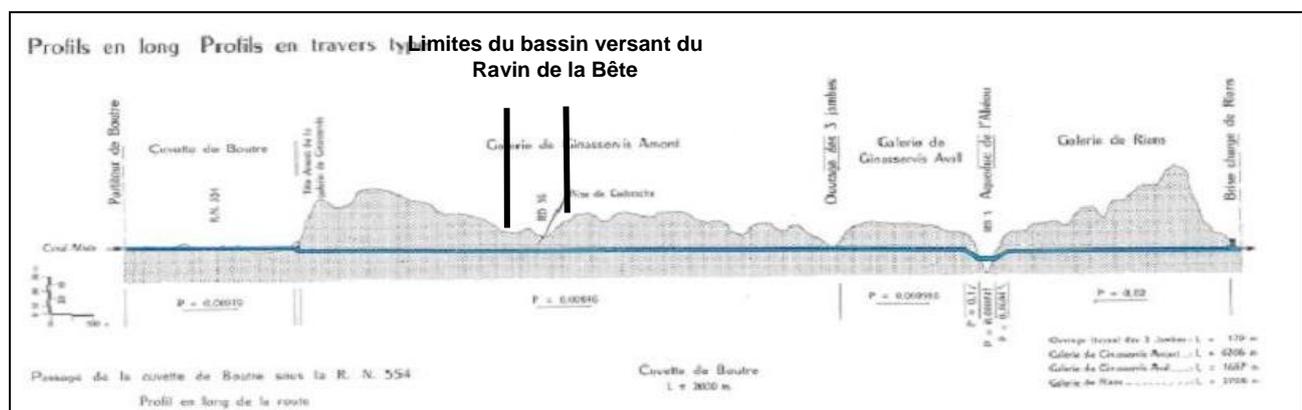


Figure 14 : Profil en long de la galerie de Rians SCP

Le profil fait apparaître des profondeurs relativement importantes pour le canal. Dans le secteur retenu, seul l'ouvrage du Médecin apparaît le plus proche de la surface et est, de plus, situé dans la partie amont du vallon du Ravin de la Bête (cf. Figure 15).

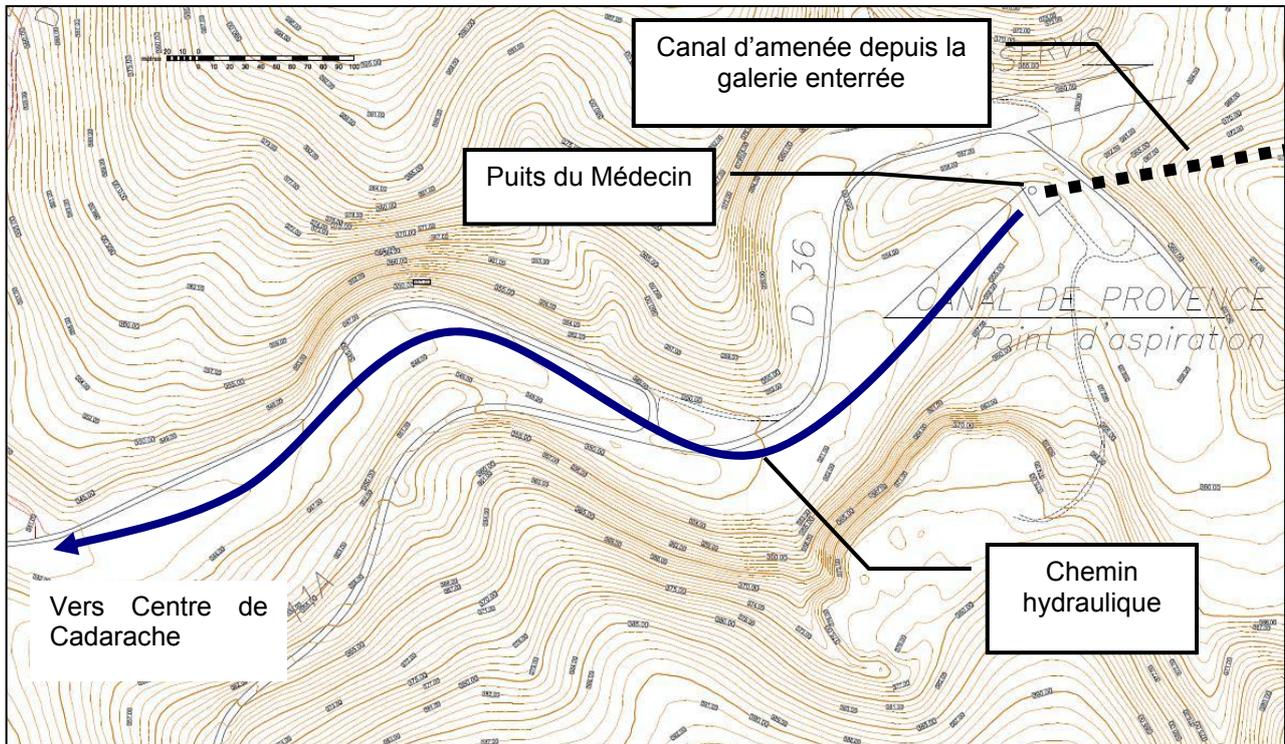


Figure 15 : Profil du bassin versant au niveau du puits du Médecin

Par conséquent, l'aléa retenu pour analyser le risque inondation sera limité à l'analyse du puits du Médecin et de son canal d'amenée.

L'analyse a porté sur la prise en compte exhaustive des scénarios pouvant conduire à la génération d'un débit de fuite mobilisable dans le vallon du Ravin de la Bête pour ensuite, par ruissellement, impacter le centre de Cadarache. Les scénarios de fuite suivants ont alors été identifiés :

- **Débordement du puits du Médecin :**

La galerie est mise en charge par le canal maître qui est à ciel ouvert au niveau de la cuvette de Boutre et dont les berges sont à la cote 354 m NGF.

La mise en charge du canal d'alimentation de la galerie est donc limitée à cette cote ; au-delà, le canal se déverserait dans la cuvette de Boutre.

Le scénario par débordement du puits peut donc être exclu sur des considérations topographiques : le haut du puits est 3 m plus haut que les berges du canal de Boutre.

- **Effacement du puits du Médecin :**

La galerie d'amenée est enterrée dans les calcaires entre 7 et 9 m de profondeur et la piézométrie interne fluctue entre 4 et 7 m de profondeur.

La mobilisation en surface d'un débit de fuite qui ruissèlerait vers le centre nécessiterait un effacement du puits et des terrains entre la cote 353 m NGF et la cote 347 m NGF.

L'observation topographique montre qu'il faut s'éloigner, au minimum de 300 m en aval du puits, pour que le Terrain Naturel (TN) soit à la cote du radier du puits (cf. Figure 16). Cette distance est la plus défavorable car elle correspond exactement au cheminement hydraulique du fond de vallon. Dans toutes les autres directions, la topographie ascendante ne permet pas de mise à l'air libre.

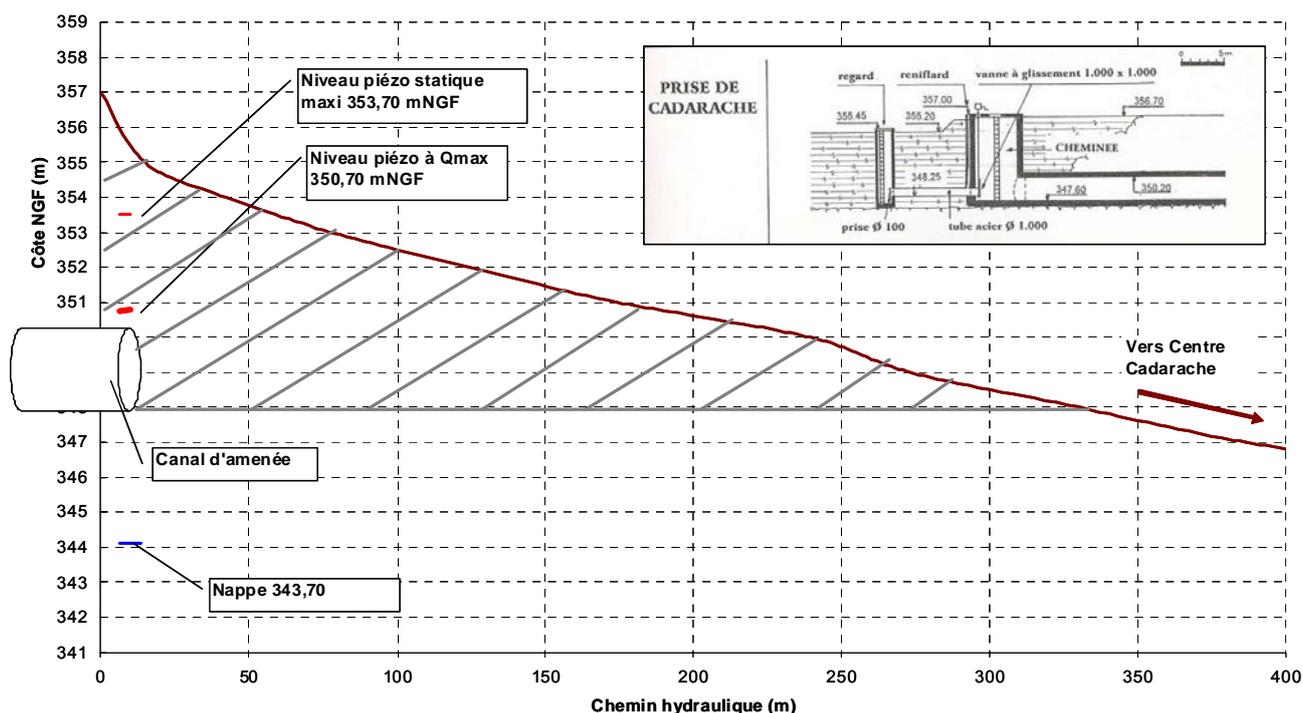


Figure 16 : Profil du terrain naturel le long du chemin hydraulique du vallon du Ravin de la Bête à partir du puits du Médecin

Le scénario pouvant conduire à une ouverture des terrains au droit de la galerie d'amenée avec décalage des terrains à l'aval sur une longueur de 300 m serait celui du jeu d'une faille active dont le rejet serait de plusieurs mètres (entre 4 et 9 m). Ce scénario n'a pas été retenu compte tenu du contexte sismique local qui ne permet pas d'envisager des déplacements co-sismique supérieurs au décimètre.

Afin d'évaluer l'impact de l'effacement du puits, sur la piézométrie locale, nous avons considéré un scénario considérant l'effacement total du puits sans modification du profil du terrain. L'objectif de cette évaluation est de vérifier l'impact piézométrique de ce scénario qui mobiliserait une partie des eaux en surface par remontée de la ligne piézométrique.

Le calcul réalisé en fonction des données disponibles permet de caractériser l'évolution piézométrique en aval de la galerie du Médecin en considérant que toute la charge disponible dans la galerie est disponible pour l'aquifère, soit une hauteur piézométrique « imposée » correspondant à la cote 353,70 m NGF.

Cette considération permet :

- de garantir que les flux vers l'aquifère sont uniquement limités par ses propres capacités (perméabilité/porosité efficace),
- de majorer le débit du canal d'amenée car, quelle que soit la valeur de débit transféré vers l'aquifère, la charge piézométrique reste constante, ce qui, en réalité, n'est pas le cas (chute rapide à 350,3 m NGF),
- de n'imposer aucune « perte de charge » ou « perméabilité » pour l'ouvrage du Médecin.

Une telle considération permet de simuler un effacement total du puits du Médecin.

Si la piézométrie calculée est supérieure à la cote du Terrain Naturel en aval du puits du Médecin, alors une partie des eaux de fuite pourrait être considérée comme mobilisée en surface et devrait alors être considérée comme source potentielle de risque d'inondation.

Les propriétés hydrodynamiques de l'aquifère ont été considérées constantes avec des valeurs enveloppes : 10^{-3} m/s pour la conductivité hydraulique et 30% de porosité efficace.

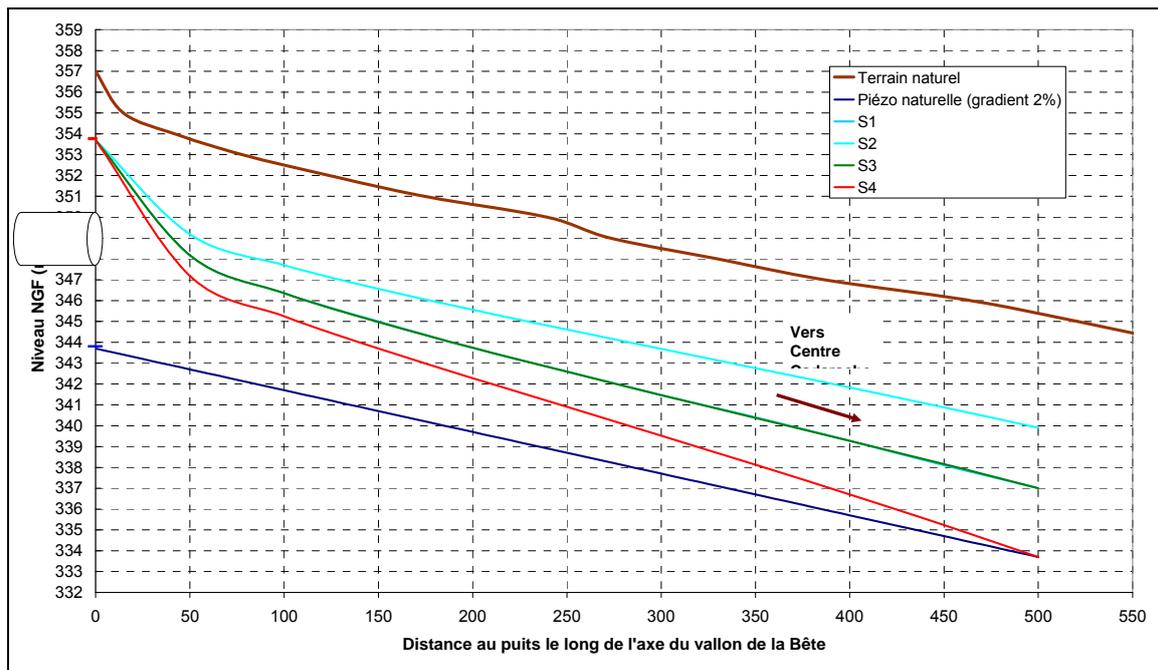


Figure 17 : Profil piézométrique calculé en aval du puits du Médecin (m)

La Figure 17 montre les différentes lignes piézométriques en aval du poste du Médecin en fonction des différentes hypothèses retenues pour le gradient de la nappe (autour de 2% correspondant à la topographie locale) et du niveau de base au niveau du puits (343,70 m NGF +/- 2m).

Les calculs font apparaître une évolution piézométrique en 2 phases pouvant s'expliquer par les phénomènes suivants successivement prépondérants :

- forte chute piézométrique sur les 50 premiers mètres où les eaux de fuite rejoignent le niveau piézométrique de base situé plusieurs mètres en dessous,
- dissipation plus lente au-dessus du niveau piézométrique.

Dans tous les cas simulés, la surface n'est jamais atteinte. Il n'y a pas donc lieu de retenir un scénario d'inondation externe de surface par dégradation sur les ouvrages constitutifs du puits du Médecin.

▪ Fuites par dégradation du puits :

Si l'effacement total du puits devant la galerie d'amenée apparaît improbable, des dégradations de type fissuration entraînant des débits de fuites ne peuvent pas être exclues.

Dans ce cas, les débits en jeu seraient limités aux débits de fuite des ouvrages entre les cotes 353,70 et 347,60 m NGF. Immédiatement après avoir traversé des parois de l'ouvrage, les eaux de fuite seraient tenues par la perméabilité des terrains environnants. Cette perméabilité fait chuter la piézométrie et dévie les eaux de fuite vers la nappe sous-jacente (343 m NGF).

Si localement le taux de fracturation du calcaire évolue et des karsts sont présents, ils serviront de drains verticaux aux eaux de fuite.

Nous pouvons conclure de cette analyse du risque inondation par les ouvrages du Canal de Provence, que la dégradation des ouvrages de la prise du Médecin n'est pas susceptible de générer un débit de fuite mobilisable dans le vallon du Ravin de la Bête.

Description des ouvrages situés en aval de la prise du Médecin

On peut noter par ailleurs, que des ouvrages situés en amont et en aval de la prise du Médecin présentent une vulnérabilité plus importante que celle du puits du Médecin, leur rupture conduirait à l'écoulement des eaux du canal de Provence dans des bassins versant sans rapport avec celui de Cadarache ; il s'agit :

- **Du canal de Boutre**

Au niveau de la plaine de Boutre située au Nord du Centre de Cadarache, le canal d'alimentation de la galerie enterrée est à ciel ouvert (cf. Figure 18) ; en cas de séisme, la rupture de la berge du canal aurait pour conséquence le déversement des eaux du canal dans la plaine de Boutre sans conséquence pour le Centre de Cadarache.



Figure 18 : Canal de Boutre

- **De l'aqueduc de RIANs**

En aval de la galerie dérivée, entre Saint Paul Lez Durance et Rians, le Canal de Provence traverse la vallée de l'Abéou au moyen d'un aqueduc (à 4,6 km à l'aval de la galerie dérivée). Cet aqueduc est posé sur patins et est raccordé de part et d'autre à la galerie enterrée. Cet ouvrage présente un niveau de faiblesse plus important que la prise du Médecin face à un séisme qui toucherait Cadarache. En tant qu'aqueduc aérien, son effacement complet apparaît comme un scénario bien plus probable et, par sa position aval, et sur la galerie principale, il créera un appel de débit et le dénoyage de la prise du Médecin ainsi que l'écoulement des eaux du canal dans la vallée de l'Abéou à l'extérieur du Centre.

5.2.1.3. Analyse des conséquences d'un séisme sur les bassins de 2500 m³ (4 bassins) et de 1000m³ (2 bassins)

Les réservoirs d'alimentation en eau potable du centre sont situés en hauteur sur une crête, au-dessus et légèrement en amont de l'installation MCMF. Il s'agit de cylindres en béton précontraint construits en 1964, posés sur un sol constitué de poudingue de Valensole (rocher de bonne qualité mécanique) et recouvert de terre pour des raisons thermiques.

Les lignes en acier de la distribution d'eau situées au pied des réservoirs ont des tracés réguliers avec des supports verticaux. Il y a de nombreuses vannes avec des brides boulonnées mais pas de point fixe au voisinage de ces vannes qui pourrait créer des déplacements différentiels importants. Les pompes et les moteurs sont sur un châssis commun ancré dans les radiers ; les lignes piquées sur les pompes ne présentent pas de singularités qui induiraient des efforts importants sur les pompes. Enfin, les lignes ne présentent pas de marques de corrosion importante. On peut donc conclure qu'il n'y a pas de risque de rupture de ces lignes dans la station ; par contre, on ne peut pas exclure des fuites, aux brides en particulier. Par ailleurs, il n'y a pas, dans ces locaux, d'équipements pouvant servir d'agresseurs aux réservoirs et aux lignes de tuyauteries.

L'effet d'un séisme sur les réservoirs les plus grands (2500 m³) a été analysé en considérant que les conclusions s'appliquaient également aux réservoirs de 1000 m³. Cette analyse révèle qu'il pourrait y avoir des fuites à travers des fissures localisées mais pas de ruine susceptible de conduire à une vidange très rapide du contenu. Sous le radier, il n'y a pas de décollement jusqu'à 1,7 fois le SMS ; au-delà, jusqu'à environ 2,5 fois le SMS il y a une légère redistribution des contraintes dans la structure. Sous SMS, en pied de virole, il y a une traction de l'ordre de 0,35 MPa qui peut être équilibrée par la contrainte dans le béton ou par les armatures présentes. Cette traction peut être équilibrée jusqu'à un niveau de séisme au-delà du double du SMS. Des fissures d'ouverture très limitée ne sont pas à exclure.

Au vu de ces estimations, jusqu'à un séisme d'environ 2 fois le SMS, il peut se produire quelques fuites localisées, mais une vidange rapide des réservoirs par rupture brutale est à exclure.

Les débits de fuites alors générés au travers d'ouvertures de petites dimensions (fissures sur le génie civil ou fuites entre brides) subissant une très faible charge hydraulique amont (charge statique du réservoir maximale de 6,2 m correspondant au niveau d'exploitation) seront relativement faibles (estimés à quelques centaines de m³/h au maximum).

Le positionnement en crête topographique des réservoirs permet de considérer que les eaux de fuite seraient rapidement canalisées vers le réseau hydrographique naturel et en particulier par les talwegs, et ensuite par le réseau pluvial du centre dont la capacité hydraulique permettrait de reprendre les débits sans débordement.

Par ailleurs, les réservoirs étant semi-enterrés et ancrés au sein d'un faciès géologique imperméable (poudingue de Valensole), les 2 phénomènes suivants contribueraient à limiter les risques d'inondation en aval :

1. Les fissures auraient tendance à se produire sur les parties supérieures non enterrés des réservoirs ne permettant qu'une mobilisation partielle des volumes d'eau et sous une faible charge hydraulique,
2. Les eaux de fuite des fissures sur les parties inférieures des réservoirs seraient retenues par la faible perméabilité des terrains situés en limite d'excavation.

En outre, afin de limiter les débits de fuites, des décharges de l'eau contenue dans les réservoirs seraient possibles par les organes du réseau. Ceci entraînerait la baisse du niveau des réservoirs sans matériel particulier dans un délai très rapide et dans des zones capables de recevoir des débits importants sans impacter la sûreté des installations et des moyens généraux du Centre.

Cette analyse permet donc de conclure à l'absence de conséquences d'un séisme impactant les bassins de 2500 m³ et 1000 m³ sur les installations du centre, et notamment sur CABRI.

5.2.2. Conclusions relatives aux autres phénomènes naturels extrêmes

En conclusion, un séisme supérieur au séisme de dimensionnement n'est pas susceptible de conduire à un risque d'effet falaise suite à la défaillance d'ouvrages hydrauliques du Centre ou proches du Centre.

6. PERTE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES ET PERTE DES SYSTEMES DE REFROIDISSEMENT

6.1. Architecture des alimentations électriques de l'installation

Le présent paragraphe présente la description des alimentations en énergie électrique de l'installation CABRI.

Les différentes sources électriques fournissent, sous des tensions normales et secourues, la puissance adaptée à l'alimentation des systèmes et notamment aux éléments importants pour la sûreté nécessitant une alimentation électrique.

Les équipements n'ayant pas de fonction vis-à-vis de la sûreté de l'installation sont alimentés par des tensions normales.

Les équipements présentant une certaine importance vis-à-vis de la sûreté de l'installation sont alimentés par des tensions secourues ou permanentes.

6.1.1. Présentation des alimentations électriques

Les alimentations en énergie électrique de l'installation CABRI sont issues (cf. Figure 19) :

- Du réseau EDF (alimentation externe en 15 kV, cf. § 6.1.2) ;
- Du groupe électrogène (alimentation interne, cf. § 6.1.4) ;
- De batteries (régénérées par le réseau 400 V tributaire des 2 alimentations précédentes, cf. § 6.1.5).

La distribution électrique Basse Tension (400V) est décrite au paragraphe 6.1.3.

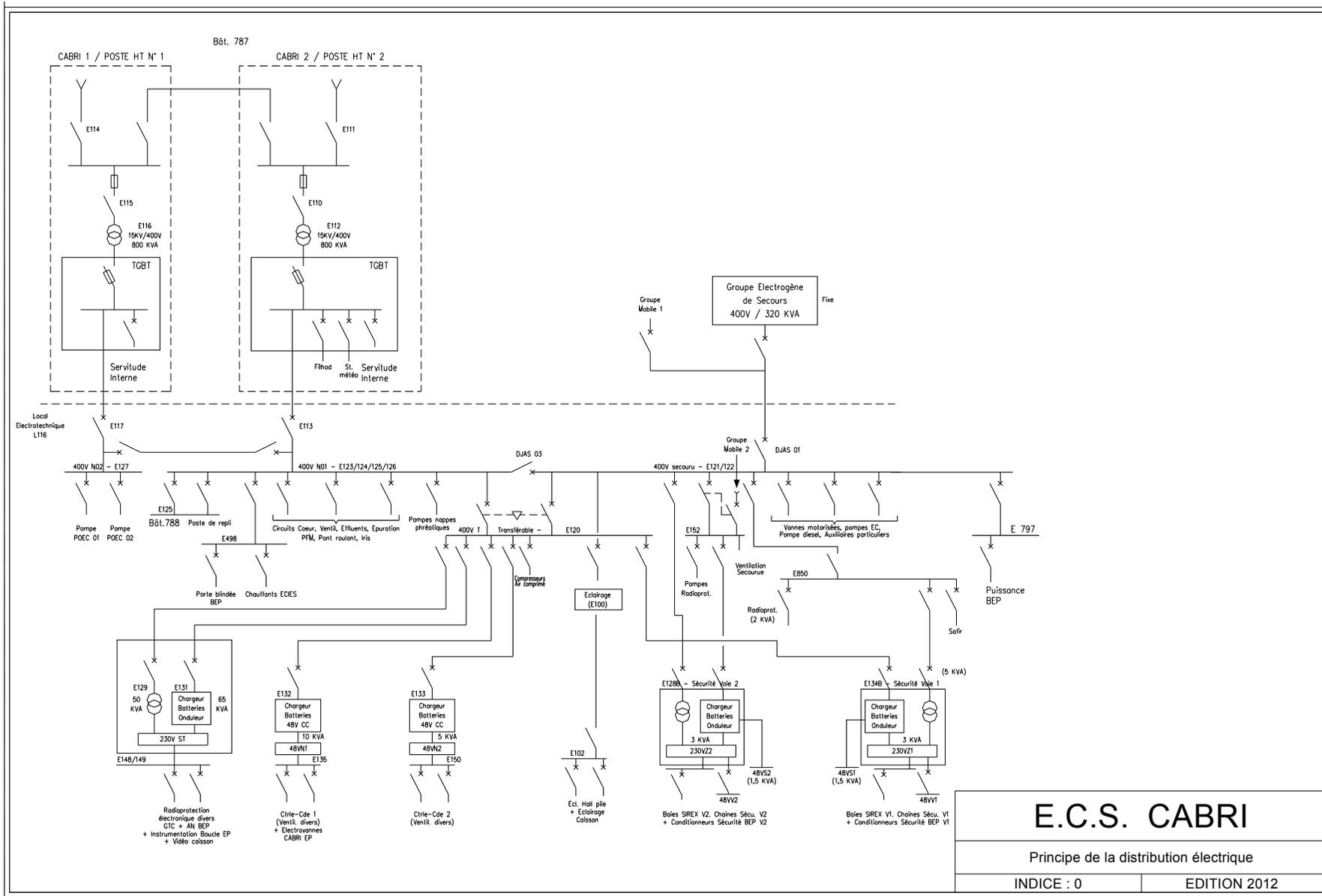


Figure 19 : Principe de la distribution électrique

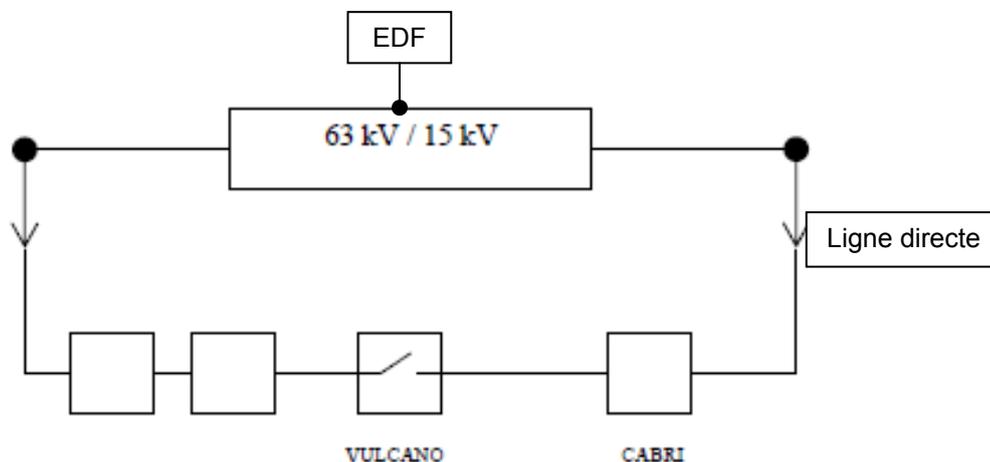
Les alimentations électriques de l'installation CABRI sont composées :

- D'un jeu de barre de 400 V~ NORMAL,
- D'un jeu de barre de 400 V~ SECOURU,
- D'un jeu de barre de 400 V~ TRANSFERABLE (relié au NORMAL ou au SECOURU),
- D'un réseau permanent 230 Volts monophasé pour les équipements électroniques,
- De réseaux permanents 48 Volts (N1 et N2) qui génèrent le 48 Volts de signalisation et de commande,
- De réseaux permanents de sécurité 48 Volts (S1 et S2).

Les alimentations en 400 V alternatif (400 V~) sont traitées au paragraphe 6.1.3. Les alimentations permanentes en 48 V continu (48 V=) et 230 V~ onduleur sont traitées au paragraphe 6.1.4.

6.1.2. Alimentation 15 kV

L'alimentation externe de CABRI s'effectue par une ligne en boucle ouverte (cf. schéma ci-dessous) alimentée à partir d'un poste 63 / 15 kV raccordé au réseau EDF.



L'alimentation externe 15 kV fournit sous haute tension la puissance nécessaire pour assurer la totalité de la consommation de l'installation.

L'installation CABRI est alimentée par deux tableaux Haute Tension/Basse Tension (HT/BT). Chacun d'eux est installé dans un poste en béton séparé dans le bâtiment HT/BT.

Les deux postes sont branchés en boucle leur permettant de bénéficier des 2 voies possibles d'alimentation en 15 kV.

L'ouverture de cette boucle est située au bâtiment « Vulcano », bâtiment situé à environ 1 km au nord de l'installation Cabri. En cas de coupure de la ligne directe, en amont de l'installation Cabri, l'alimentation est reprise par le Groupe Electrogène Fixe (GEF) de l'INB, puis la boucle est fermée manuellement afin de réalimenter l'INB par l'autre branche de la boucle. Les lignes de cette boucle sont enterrées.

Après transformation du 15 kV en 400 V, cette alimentation externe est utilisée par la distribution électrique BT. Elle est capable de délivrer une puissance nécessaire et suffisante (de l'ordre de 2 x 800 kVA) pour répondre aux besoins normaux ou accidentels de l'installation.

En cas de défaillance d'un poste HT, une liaison entre les jeux de barres BT permet d'assurer l'alimentation par l'autre poste. Cette interconnexion s'effectue de façon manuelle.

6.1.3. Distribution électrique BT (400 V~)

La distribution électrique se présente sous forme de tableaux électriques et de sous-tableaux équipés de départs protégés appropriés au service demandé. Elle a pour but de fournir sous une tension de 400 V la puissance nécessaire aux équipements importants pour la sûreté, ainsi qu'à d'autres équipements nécessaires au bon fonctionnement de l'installation en leur assurant la meilleure disponibilité possible.

Cette disponibilité repose :

- D'une part, sur la sélectivité en intensité et en temps entre les appareils situés en série, depuis le départ utilisateur jusqu'aux disjoncteurs d'arrivée de l'alimentation externe ou interne,
- D'autre part, sur l'aptitude à détecter le manque de tension et à basculer automatiquement sur une source secourue adaptée (groupe électrogène).

Chacune des deux alimentations 400 V (secondaires des transformateurs 800 kVA - 15 kV / 400 V) alimente un jeu de barres normal par l'intermédiaire des Tableaux Généraux Basse Tension (TGBT) situés dans les postes HT/BT.

La distribution électrique est composée des 4 tableaux principaux suivants :

- 1 tableau non secouru, alimenté par le poste HT/BT CABRI 1 (E117)
- 1 tableau non secouru, alimenté par le poste HT/BT CABRI 2 (E113)
- 1 tableau secouru,
- 1 tableau transférable.

Des sous-tableaux principaux assurent la distribution aux équipements.

Les Matériels alimentés par le 400 V dans cette configuration sont les suivants :

Le tableau TGBT E117 distribue :

- Le tableau non secouru qui alimente les équipements suivants :
 - La pompe d'aspiration du circuit de refroidissement du cœur POEC 01 (280 kW),
 - La pompe de relevage du circuit de refroidissement du cœur POEC 02 (300 kW),
- Les servitudes internes au poste CABRI 1.

Le tableau TGBT E113 alimente :

- Le tableau non secouru qui alimente notamment les équipements suivants :
 - Le tableau secouru par le GEF,
 - Eventuellement le tableau transférable,
 - Une partie des équipements du circuit cœur,
 - Le tableau de ventilation normal,
 - Le pont roulant,
 - La partie du circuit sodium resté opérationnel,
 - Le Bâtiment d'Entreposage,
 - Le poste de repli.
- Les servitudes internes au poste CABRI 2.

6.1.4. Alimentation interne en 400 V – Groupes électrogènes

L'alimentation interne 400 V (alimentation secourue) fournit la puissance nécessaire pour assurer :

- L'alimentation des auxiliaires secourus en cas de défaillance de l'alimentation externe,
- L'alimentation des auxiliaires secourus dans l'éventualité de leur alimentation par le GEF pendant les phases expérimentales, l'alimentation externe intervenant dans cette configuration en secours en cas de défaillance de l'alimentation interne.

La production de la source interne 400 V~ est assurée par un Groupe Electrogène Fixe (GEF) composé d'un moteur thermique alimenté au gazole et d'un alternateur triphasé 400 V ~ 50 Hz en une seule ligne d'arbre. Une batterie 24 V - 336 Ah située dans le local batteries est spécialement affectée au démarrage du groupe électrogène.

Le tableau des auxiliaires secourus est dimensionné pour être réalimenté en totalité par le groupe électrogène.

Le branchement d'un Groupe Electrogène Mobile (GEM) est prévu pour assurer la reprise du jeu de barres secouru en cas d'indisponibilité du groupe électrogène fixe.

En cas de problème pour réalimenter le jeu de barres secouru par le GEM 390 kVA, un groupe électrogène mobile dit « Ultime Secours » (GUS) de 125 kVA peut être raccordé sur un coffret d'alimentation de secours.

Les matériels secourus par l'alimentation du GEF sont les suivants :

- 2 pompes nappe phréatique,
- pompe de secours refoulement eau du cœur (POEC 03),
- Tableau de ventilation secouru,
- Tableau des auxiliaires particuliers 20 kVA,
- Tableaux des vannes motorisées 5 kVA,
- Transformateurs de by-pass de l'alimentation de sécurité S2,
- Transformateurs de by-pass de l'alimentation de sécurité S1,
- Equipements de surveillance de la radioprotection,
- Pompe du contrôle des rejets cheminée voie 1,
- Contrôle téléalarme SAFIR,
- Compresseurs d'air comprimé,
- Alimentations permanentes (cf. § 6.1.5),
- Auxiliaires diesel (pompe gazole),
- Eclairage,
- Equipements de la boucle EP,
- Pompe de contrôle des rejets cheminée voie 2.

Le groupe d'ultime secours alimente uniquement :

- les équipements nécessaires à la mesure et au contrôle des rejets cheminées, deux moniteurs aérosols et la pompe de contrôle tritium,
- le redresseur de la chaîne de sécurité (S2 - 48 V),
- un ventilateur d'extraction générale, la batterie chauffage des Pièges A Iode (PAI) et le ventilateur de recyclage de la galerie sodium.

6.1.5. Alimentations internes permanentes (sources de contrôle)

Ces sources assurent une continuité de service dans l'alimentation de certains équipements et plus particulièrement de leur contrôle-commande, lorsque leur rôle dans la sûreté et également la disponibilité de l'installation l'exigent. Elles sont produites à partir du réseau 400 V.

La distribution électrique des sources de contrôle, qui constitue, pour chaque source, une organisation totalement indépendante des autres, a pour but de fournir sous tension 48 V continu ou 230 V alternatif, l'énergie électrique stabilisée nécessaire à l'action des systèmes de protection et de surveillance.

Les alimentations en 48 V continu se composent du :

- 48 V continu S1 et S2 qui alimente le contrôle – commande du système de protection,
- 48 V continu N1 et N2 qui alimente le contrôle – commande des autres systèmes.

Les batteries 48 V S2 sont régénérées par le réseau 400 V secouru via le tableau ventilation secouru sur lequel elles sont branchées par l'intermédiaire de redresseur.

Les batteries 48 V S1, 48 V N1, 48 V N2 et 230 V sont régénérées par le réseau 400 V du jeu de barres transférable. Ces sources sont utilisées directement en courant continu (48 V S1, S2, N1 et N2), ou après transformation par onduleur en courant alternatif pour le 230 V onduleur.

Ces alimentations sont associées à des batteries d'une autonomie requise **d'une heure** leur permettant d'assurer une continuité de service dans l'alimentation des équipements.

Sources de contrôle du système de protection

Les équipements de chacune des voies de sécurité 1 et 2 du système de protection sont alimentés par un ensemble séparé qui délivre les tensions suivantes :

- 48 V : source S1 (ou S2) pour l'alimentation du relaying de sécurité et des électroaimants des Barres de Commande et de Sécurité,
- 230 V~ : source Z1 (ou Z2) pour l'alimentation des circuits de mesure de sécurité,
- 48 V : source V1 (ou V2) pour l'alimentation des acquisitions et signalisations.

Sources de contrôle des autres systèmes (48V, N1, N2 et 230 V~ onduleur)

Ces sources servent à l'alimentation permanente des bobines de disjoncteurs et de contacteurs, du relaying et de la signalisation (48 V= N1 et N2), de l'armoire de commande du GEF, de l'Electrovanne de fermeture de la VAEC 03 (Vanne d'Alimentation d'Eau du Cœur) et à l'alimentation des électroniques de mesure, des enregistreurs et de certaines installations annexes expérimentales (230 V~ onduleur), de la Gestion Technique Centralisée (GTC).

Ces équipements assurent la continuité de l'alimentation sur Perte de secteur lors du basculement des alimentations sur le GEF.

Afin de sécuriser la distribution, les équipements suivants :

- verrines d'alarmes (salle de commande déportée),
- armoire de commande du GEF,
- automatisme de la distribution électrique,

alimentés par défaut par du 48 V= N2 sont aptes à basculer automatiquement sur la source 48 V = N1 en cas de défaut de la source 48 V = N2.

Alimentation en 230 V onduleur :

Le 230 Volts onduleur est :

- alimenté par le jeu de barres transférable (secouru),
- associé à des batteries d'une autonomie supérieure à **1 heure** lui permettant d'assurer une continuité d'alimentation pendant le temps de basculement des sources qui alimentent le jeu de barres transférable,
- associé à une source de secours (by-pass automatique) si le chargeur des batteries tombe en panne.

Il alimente les équipements électroniques (radioprotection, régulation de ventilation, mesures expérimentales, mesures conventionnelles, Gestion Technique Centralisée (GTC), etc. ...).

6.1.6. Etats des alimentations durant les phases de fonctionnement

Les Jeux de Barres (JdB) en 400 V possèdent deux sources d'alimentation : le réseau EDF et le Groupe Electrogène Fixe (GEF) qui sont, hors ou en phase expérimentale, utilisés selon le mode de fonctionnement privilégié suivant :

- le jeu de barres normal est alimenté par le réseau EDF et n'est pas secouru,
- le jeu de barres secouru est alimenté par le jeu de barres normal et est secouru par le GEF.

Le jeu de barres transférable est normalement alimenté par le jeu de barres secouru. Il alimente les appareils indispensables à la sûreté mais pour lesquels une absence d'alimentation n'est pas dommageable car reprise par des batteries le temps de la coupure (exemple : les redresseurs alimentant les batteries 48 V et l'onduleur). Il peut, si besoin est, être connecté au jeu de barres normal, après découpage du jeu de barres secouru.

En option, un autre mode d'alimentation peut être mis en œuvre : il consiste à démarrer le GEF de l'installation pour alimenter les tableaux secourus et transférables, le poste CABRI 2 alimentant les tableaux normaux. Cette configuration permet une disponibilité potentielle plus importante pendant les phases expérimentales (protège des perturbations sur le réseau externe). L'analyse est réalisée dans la configuration d'alimentation privilégiée (réseau externe).

6.2. Perte des alimentations électriques externes

En cas de perte de l'alimentation externe (15 kV), le tableau secouru et le tableau transférable sont repris par l'alimentation interne (GEF).

Lorsque le GEF constitue l'alimentation électrique de secours, il démarre en automatique 3 secondes après la coupure de l'alimentation externe. Il est opérationnel (tension et fréquence correctes) au bout de 10 secondes.

Capacité – durée de fonctionnement :

L'alimentation en combustible (fioul) se fait à partir d'une cuve journalière de 450 litres alimentée à partir de deux cuves extérieures de 1500 litres chacune assurant une autonomie supplémentaire totale de l'ordre de **60 h**. La puissance électrique aux bornes de l'alternateur est de 320 kVA à la vitesse de 1500 tr/min (qui correspond à la fréquence de 50 Hz).

Au-delà de ce temps de fonctionnement, la réalimentation en gazole du GEF nécessite un approvisionnement par camion-citerne dans le cadre des actions du centre.

Analyse vis-à-vis des fonctions de sûreté

Dans la configuration actuelle de l'installation, objet de la présente Evaluation Complémentaire de Sûreté, les FIS retenues et impactées par les événements de pertes d'alimentations électriques sont les suivantes :

- La mise et le maintien à l'arrêt sûr du réacteur avec surveillance de son état,
- L'évacuation de la puissance résiduelle par le circuit de refroidissement,
- Le confinement des matières radioactives et la surveillance radiologique.

Dans la configuration actuelle de l'installation, l'exploitant cherchera à maintenir ces trois fonctions importantes pour la sûreté.

L'analyse de la perte des alimentations externes vis-à-vis des fonctions de sûreté met en évidence les dispositions de conception suivantes :

Mise et maintien à l'arrêt sûr du réacteur et surveillance neutronique

Quand le réacteur est à l'arrêt, les barres de commande et de sécurité sont en position insérées, descendues et décrochées ce qui assure le maintien à l'état sûr du réacteur.

Lors des périodes de fonctionnement du réacteur, la maîtrise de la réactivité du cœur sur défaillance de l'alimentation électrique est basée sur la conception du système d'Arrêt d'Urgence du réacteur (AU).

La perte des alimentations externes se traduit par un AU et donc par la chute gravitaire des absorbants par coupure du courant d'alimentation de l'électro-aimant. Le réacteur est mis dans l'état d'arrêt sûr.

La surveillance neutronique du cœur nourricier est assurée par les chambres neutroniques bas niveau (démarrage) alimentées par les sources permanentes S1 et S2.

Au niveau du contrôle neutronique, l'instrumentation des actions de sécurité est systématiquement doublée, et fonctionne en logique $\frac{1}{2}$ (action déclenchée sur la détection d'un seul des deux capteurs). Les deux voies ont une alimentation séparée via deux baies SIREX voie 1 et voie 2 respectivement alimentées par les onduleurs de sécurité S1 et S2. En cas de perte d'alimentation externe, les deux voies sont secourues par le GEF et la surveillance neutronique est donc maintenue.

Evacuation de la puissance résiduelle

A basse puissance ($P \leq 100$ kW), le refroidissement du cœur se fait par convection naturelle. Une perte d'alimentation électrique n'entraîne aucune modification du refroidissement par convection naturelle.

Pour un fonctionnement du réacteur à une puissance supérieure à 100 kW, la perte des alimentations électriques externes entraîne l'arrêt de la pompe d'alimentation POEC 01 et de la pompe de refoulement POEC 02 du circuit d'eau du cœur. Le débit d'alimentation d'eau du cœur est assuré au moyen du volant d'inertie de la POEC 01 jusqu'à la valeur du débit gravitaire de 375 m³/h si la vanne d'alimentation VAEC03 est maintenue ouverte.

Si la vanne d'alimentation VAEC03 est fermée, le refroidissement du cœur s'établit grâce à l'ouverture passive des clapets de convection naturelle, et dès que l'écart de pression causé par la convection forcée, entre l'intérieur et l'extérieur de la boîte à eau inférieure devient inférieur à 20 mbar.

La conception des circuits et l'implantation des réservoirs de stockage conduit à un débit gravitaire de l'eau des réservoirs de stockage vers le cœur nourricier.

Le refroidissement du combustible du cœur et donc l'évacuation de la puissance résiduelle est assuré par le volant d'inertie et l'arrivée gravitaire d'eau. Le non débordement de la cuve est assurée par la mise en service de la pompe de relevage de secours POEC 03 (débit de 375 m³/h).

Confinement

Le confinement dynamique est normalement assuré par la ventilation. Elle est alimentée par le réseau non secouru via le tableau transférable.

En cas de perte du réseau non secouru suite à la perte des alimentations externes, un des ventilateurs et le réchauffeur du piège à iodes sont repris par le GEF, après coupure. Ainsi, le confinement dynamique avec un débit réduit est assuré.

Conclusion :

Dans cette situation de reprise des alimentations externes par le GEF de l'INB, aucun effet falaise n'est à redouter compte tenu de la chute des BCS et de la circulation à débit réduit qui assure le refroidissement du cœur.

6.3. Perte des alimentations électriques externes et des alimentations internes

La production de la source interne 400 V~ est assurée par un Groupe Electrogène Fixe (GEF).

En cas de défaut du GEF, les batteries assurent la continuité de l'alimentation électrique des EIS de surveillance de l'installation jusqu'à reprise du tableau secouru par un Groupe Electrogène Mobile (GEM).

De plus, en cas d'indisponibilité de la salle électrotechnique, un autre groupe mobile dit d'Ultime Secours (GUS) peut être raccordé sur un coffret d'alimentation de secours.

La mise en place d'un groupe mobile, acheminé par l'équipe d'intervention du Centre, permet d'assurer le confinement dynamique et la surveillance de l'installation (radiologique et neutronique).

Dans le cadre des conventions avec les unités du Centre, la mise à disposition d'un GEM est :

- en configuration standard (puissance < 800 kVA, hors avalanche de demandes) : **1 heure**,
- en configuration requérant l'arrivée d'un groupe électrogène depuis un fournisseur extérieur au Centre : maximum **4 heures** pour une puissance < 800 kVA.

Il est à noter que l'installation Cabri fait partie de la catégorie des unités utilisatrices prioritaires (garantissant le délai de 1 heure dans les conditions précisées ci – avant).

Les alimentations internes permanentes (sources de contrôle) permettent donc d'assurer une continuité dans l'alimentation de certains équipements, et plus particulièrement de leur contrôle-commande, lorsque leur rôle dans la sûreté et la disponibilité de l'installation l'exige.

Les batteries 48 V permettent d'assurer une continuité de l'alimentation durant **1 heure** (temps compatible pour mettre et vérifier que l'installation est dans un état sûr).

En particulier, l'alimentation des deux voies de la surveillance neutronique reste disponible via l'autonomie des onduleurs S1 et S2 de **1 heure**. Cette autonomie permet d'assurer la continuité de l'alimentation jusqu'au raccordement d'un GEM pour l'alimentation des tableaux secouru et transférable.

Ces onduleurs, peuvent être alimentés chacun par deux voies différentes (le tableau transférable et le tableau secouru).

Analyse vis-à-vis des fonctions de sûreté**Mise et maintien à l'arrêt sûr du réacteur et surveillance neutronique**

La perte des alimentations électriques entraîne dans cette configuration, par désexcitation des électroaimants, la chute des barres de commande et de sécurité ; le réacteur est mis à l'arrêt sûr.

Sur perte totale des alimentations électriques, l'alimentation des deux voies de la surveillance neutronique reste disponible via l'autonomie des onduleurs S1 et S2 de **1 heure**. Cette autonomie permet d'assurer la continuité de l'alimentation jusqu'au raccordement d'un GEM pour l'alimentation des tableaux secouru et transférable.

Evacuation de la puissance résiduelle

Le refroidissement du combustible du cœur et l'évacuation de la puissance résiduelle sont assurés pendant environ 20 s, par le volant d'inertie de la pompe principale de refoulement POEC 01 puis par l'arrivée gravitaire d'eau.

Cet écoulement permet d'assurer le refroidissement de secours par une circulation d'eau pendant le temps de fermeture de la VAEC 03.

Sur manque de tension, la vanne VAEC 03 se ferme complètement en 30 secondes environ. Ce temps est suffisant pour atteindre la puissance résiduelle de 1 MW, puissance maximale du cœur pouvant être évacuée par convection naturelle.

Ceci permet de limiter le volume d'eau ajouté par écoulement gravitaire des réservoirs REEC 03 et REEC 04 dans la piscine et éviter le risque de débordement de la cuve piscine vers le bac 90 m³.

Confinement

En cas de perte totale des alimentations électriques, le circuit de ventilation n'est plus alimenté. Le confinement statique du hall réacteur est alors assuré par la fermeture des registres de confinement au niveau des gaines de ventilation et le maintien d'une étanchéité relative des portes et des sas par les joints gonflables.

Dans ce cas, la ventilation extraction du local batterie du hall, la ventilation recyclage sodium, une partie de la radioprotection peuvent être secourus par le GEM 125 kVA d'ultime secours.

Le réacteur étant en état d'arrêt sûr, il n'y a donc aucune évolution radiologique de l'air ambiant.

Autres fonctions

Concernant les autres fonctions, la surveillance radiologique est assurée par les batteries, dans l'attente d'être secourue par un des GEM.

Des appareils mobiles de surveillance radiologique peuvent également être mis en place.

En cas de perte totale d'alimentation électrique, l'instrumentation associée à la surveillance des paramètres importants pour la sûreté (détection incendie, surveillance des rejets cheminée, surveillance neutronique...) est alimentée par des batteries d'une autonomie d'**une heure**. Elle serait réalimentée par la mise en service du GEM.

La conception des ponts roulants du hall réacteur et du Bâtiment d'Entreposage se caractérise par le maintien de la charge manutentionnée en cas de perte de leur alimentation électrique.

Maintien des fonctions essentielles de surveillance :

Afin de maintenir l'alimentation temporaire des équipements de surveillance en cas de perte totale des alimentations électriques (et également en situation post séisme) lors des essais CABRI, un poste de repli a été créé.

Ce poste permet d'assurer :

- le suivi de la puissance du cœur au moyen d'une chambre neutronique,
- le suivi du refroidissement du réacteur au moyen de :
 - la mesure du niveau d'eau,
 - la mesure de la température de l'eau,
 - la position des clapets de convection naturelle,
- le suivi des niveaux des bacs 60 et annexes de stockage tampon de combustible,
- le suivi du confinement des produits radioactifs au moyen de :
 - la mesure de dépression du hall,

- la position des clapets de confinement de la ventilation du hall réacteur.

Ce poste est alimenté en 230 V ondulé à partir du réseau de l'INB 24 au moyen d'un onduleur et d'un jeu de batteries dédiées, l'autonomie théorique fournie est **d'une heure** en continu.

Le bilan de puissance consommé (730mA ~ 170 W) permet en réalité une autonomie proche de 3,3 heures sur ces batteries (essai recetté de durée 1 heure à 3.3 fois le courant nominal).

Conclusion

Sur évènement de perte totale des alimentations électriques, la surveillance de l'état du réacteur et de l'ambiance radiologique dans le hall réacteur est donc assurée pendant au moins une heure. Ce délai est le délai théorique minimal, mais compte tenu du retour d'expérience sur les consommations des récepteurs, en pratique, le délai de fonctionnement sur autonomie des batteries sera plus important.

Au-delà, tous les systèmes électriques deviennent inactifs et la surveillance doit être effectuée par des moyens mobiles ou l'alimentation de ces postes doit être rétablie par des moyens autonomes mobiles.

Le cœur ne pouvant être dénoyé suite aux évènements de perte des alimentations électriques, l'évacuation de la puissance résiduelle est assurée en convection naturelle.

Finalement la perte totale des alimentations électriques n'engendre pas d'effet falaise dans les situations de fonctionnement conventionnelles étudiées et assure néanmoins un rôle prépondérant dans la surveillance de l'installation en situation dégradée.

Les modalités et moyens de surveillance sont réduits au bout d'une heure mais l'analyse actuelle démontre que la situation reste stable (pas de problématique de sûreté de l'installation).

Nota : la perte des alimentations électriques est ici étudiée hors séisme. Dans cette configuration, la surveillance de l'installation peut être réalisée par des rondes du personnel. Le problème des moyens de surveillance se pose en situation de séisme.

6.4. Perte du système de refroidissement

6.4.1. Perte de la source froide principale

La source froide principale est constituée par le volume d'eau contenu dans les deux réservoirs de 250m³. Dans ce paragraphe, on s'attache à restituer la caractérisation de l'évènement dont les conséquences sont les plus pénalisantes pour l'installation à savoir un arrêt brutal du débit d'eau du cœur. Cette séquence peut intervenir en cas de grippage de pompe primaire. Elle a été traitée au niveau du rapport de sûreté, dont le paragraphe est extrait.

En effet, non seulement il est très improbable que cela permette à un corps migrant de venir immédiatement bloquer la volute de la pompe mais cette pompe du circuit primaire du réacteur est dotée d'un volant d'inertie qui maintient le débit pendant environ 20 s. Cependant, le conservatisme impose de retenir la configuration la plus enveloppe.

Conséquences d'un grippage de la pompe primaire principale du circuit cœur

Objectif

L'objectif de cette étude est de déterminer les caractéristiques physiques du circuit primaire et notamment du cœur pendant et après le transitoire en objet.

Hypothèses

Le calcul est réalisé en modélisant un cœur moyen et un crayon chaud. Il ne modélise pas les échanges thermiques directs cœur – piscine, ce qui est pénalisant. La puissance résiduelle dans les crayons est déterminée par la loi Way-Wigner.

Le grippage est modélisé par un arrêt de la pompe et par une fermeture instantanée de la vanne située juste en aval de la pompe.

Les facteurs de point chaud sont issus des calculs neutroniques de référence.

La rupture de débit intervient au cours d'un régime permanent à 25 MW où la température d'entrée cœur est de 45°C. Le débit cœur est de 2610 m³/h et correspond à une vitesse fluide de 5 m/s dans le canal moyen. L'arrêt d'urgence causé par le transitoire est effectif 170 ms après le début du grippage.

Résultats

La description des événements porte sur le canal moyen du cœur puis sur le canal chaud, sachant que ce dernier correspond à une situation extrême, peu physique puisque le canal chaud communique en fait avec le reste du cœur.

Dans le canal moyen, le transitoire se traduit par un coup de bélier en amont de la pompe. Quelques oscillations de débit en amont de la pompe, au niveau des clapets de convection naturelle et au niveau de la traversée des BCS sont amorties en ~ 1 s. Dans le cœur, ces phénomènes ont ~ 1 s de retard. Ces débits s'annulent tous 5 s après l'accident. La température à cœur des pastilles d'UO₂ à 830°C en début de transitoire atteint ~ 860 °C après 5 s puis ne cesse de décroître jusqu'à atteindre 100°C, ~ 100 s plus tard. Au niveau de l'extérieur de la gaine, la température atteint ~ 145°C quelques secondes après l'accident puis décroît jusqu'à ~ 98°C. Il n'y a pas de débit au niveau des clapets de convection naturelle, il n'y a donc pas de circulation effective entre la piscine et le circuit primaire. Après plusieurs minutes, une cellule de convection naturelle se met en place entre le cœur et le by-pass. En effet, un espace de plusieurs centimètres est libre à cet emplacement et permet à l'eau fraîche de redescendre vers le cœur. Les débits y atteignent ~ 5 kg/s. La température du liquide dans le cœur s'homogénéise et atteint ~ 118°C après ~ 20 minutes ce qui entraîne une ébullition et renforce la convection naturelle.

Dans le canal chaud, les oscillations de débit permettent une crise d'ébullition pendant ~5 s avant que les températures du liquide ne convergent vers ~80°C après ~10 s. La température de gaine monte à ~400°C pendant cette période puis redescend jusqu'à ~100°C. La température combustible ne cesse de décroître, de ~2200°C jusqu'à ~100°C. Après 300 s, canal chaud et canal moyen sont indifférenciés.

Sur le long terme, la puissance résiduelle ne suffit plus à produire de la vapeur, la convection naturelle s'arrête. La température liquide décroît après ~ 5 h.

Conclusion

Ce calcul permet de montrer que les températures atteintes sont acceptables du point de vue de la tenue mécanique des matériaux et ne dépassent pas les critères de sûreté du cœur nourricier. Ce transitoire ne présente donc pas une menace pour la sûreté de l'installation. En outre, il convient de noter que le scénario simulé est extrêmement violent. En effet, le blocage instantané de la pompe et la fermeture conjointe de la vanne conduisant à un arrêt brutal de débit sont des hypothèses essentiellement numériques. Dans la réalité, la fermeture serait plus progressive et un filet minimum de débit résiduel continuerait probablement à circuler un certain temps avant un arrêt absolu de débit. Les conséquences du coup de bélier calculé seraient donc limitées. On peut s'attendre, en réalité, à ce qu'il n'y ait pas à cet instant une crise d'ébullition aussi significative.

6.4.2. Perte de la source froide principale et de la source froide de secours

Il n'y a pas de source froide de secours.

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

Le comportement du système étant passif dans le cas de la perte de la source froide principale, il restera passif dans le cas du cumul de cet événement avec une perte des alimentations électriques.

6.5. Conclusion relative à la perte des alimentations électriques et à la perte des systèmes de refroidissement

La perte de refroidissement est couverte par le cas d'une perte brutale de la pompe primaire. Cette séquence accidentelle ne conduit ni à une rupture de gaine ni au dénoyage rapide ou tardif du cœur. Dans ce scénario, le système de refroidissement est passif. Il n'y a donc pas d'effet falaise identifié.

Le système de refroidissement étant passif, la présence ou l'absence des alimentations électriques est sans incidence sur son comportement.

7. GESTION DES ACCIDENTS GRAVES

Afin de garantir une réactivité optimale en cas de situation d'urgence survenant sur un de ses centres, le CEA s'appuie chaque jour sur un dispositif d'astreinte et de permanence pour motif de sécurité, constitué de personnels prêts à intervenir 24h/24 et à se mobiliser dans les plus brefs délais.

Le CEA organise et participe chaque année à une vingtaine d'exercices de grande ampleur dont certains mobilisent l'ensemble de la chaîne décisionnelle et opérationnelle publique. Ces exercices permettent de tester l'ensemble des chaînes décisionnelle et opérationnelle dont l'efficacité et la réactivité sont essentielles pour assurer la meilleure gestion de la situation d'urgence voire de la situation extrême. Ces exercices permettent d'assurer ainsi l'entraînement des équipes de crise, de mettre à l'épreuve les moyens opérationnels mobilisables, de tester l'organisation de crise décrite dans les plans d'urgence, d'en vérifier l'efficacité et enfin de consolider le dispositif de gestion de crise grâce à l'exploitation d'un retour d'expérience.

Des exercices au scénario orienté pour prendre en compte le retour d'expérience de Fukushima seront proposés, dans le futur, en liaison avec les autorités compétentes.

L'organisation de crise mise en place par le CEA doit permettre de faire face à une crise qui surviendrait sur un ou plusieurs de ses 10 centres. Cette organisation repose :

- au niveau national, sur le Centre de Coordination en cas de Crise (CCC) situé à Saclay (avec repli possible à Fontenay-aux-Roses),
- au niveau local, sur un Poste de Commandement de Direction Local (PCDL) dans chaque centre.

Placé sous l'autorité de l'Administrateur Général du CEA ou de son représentant, le CCC est en liaison étroite et permanente avec le PCDL du centre où la crise est survenue. Le CCC, point de contact des autorités gouvernementales et des responsables des autorités de sûreté nationales, est notamment chargé de superviser et coordonner les interventions du CEA, arbitrer les choix stratégiques et consolider et diffuser l'information vers les pouvoirs publics nationaux, les médias, le personnel CEA.

Des Equipes Techniques de Crise, aux niveaux national et local, ont pour mission, en appui du CCC et du PCDL :

- de valider le diagnostic de l'accident établi dans les premiers instants de la crise,
- d'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,

- d'anticiper les aggravations éventuelles de la situation en les identifiant et en proposant des parades préventives au niveau de l'installation.

7.1. Moyens de gestion de la situation de crise

Le plan d'urgence interne (PUI) est une organisation de gestion de crise qui est activée en cas d'accident susceptible d'avoir des conséquences nécessitant l'application de mesures qui dépassent 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.

Les relations entre les divers organismes impliqués dans la gestion de crise sont gérées au travers de protocoles et de conventions :

- protocole, entre le CEA, l'ASN et l'IRSN, relatif à l'organisation mise en place en cas d'incident ou d'accident affectant une INB dont l'exploitant est le CEA,
- convention particulière, entre le CEA, l'ASN et l'IRSN, relative aux relations entre les équipes techniques de crise en cas d'incident ou d'accident affectant une INB dont l'exploitant est le CEA,
- convention entre le CEA et la Préfecture relative aux modalités d'information réciproque et de concertation pour l'alerte de la population implantée dans le périmètre d'application du Plan Particulier d'Intervention (PPI) et l'information du public,
- convention, relative aux modalités d'intervention des secours extérieurs sur le Centre de Cadarache, entre le Service D'Incendie et de Secours 13 (SDIS) et le CEA.

Le Plan Particulier d'Intervention (PPI) est une organisation de gestion de crise qui est activée en cas d'accident susceptible d'avoir des conséquences à l'extérieur d'un site industriel ou nucléaire important ; il est placé sous la responsabilité du Préfet qui organise l'intervention des secours pour la protection de la population et de l'environnement à l'extérieur du site.

7.1.1. Risques liés à l'environnement industriel

L'emplacement du Centre de Cadarache a été choisi en grande partie pour des raisons d'éloignement des grandes agglomérations et des grands centres industriels. De fait, les concentrations industrielles importantes se situent à plus de 50 km (usine chimique Arkema à Saint-Auban, Sanofi à Sisteron, les industries situées au Sud et à la périphérie de l'Étang de Berre).

Dans un rayon de 20 km autour du Centre se sont développées des zones industrielles de taille plus modeste qui accueillent beaucoup de sous-traitants du CEA. Elles sont situées à Saint-Paul-lez-Durance et Vinon-sur-Verdon, mais aussi à Manosque et Sainte-Tulle dans les Alpes de Haute-Provence. On y trouve des entreprises spécialisées en mécanique de précision, en électronique ainsi qu'en traitement de déchets.

L'activité industrielle la plus importante de la vallée de la Durance concerne la production et la distribution d'énergie hydroélectrique par un ensemble hydraulique de 18 centrales représentant une puissance de 2000 MW, les centrales les plus proches étant situées à Sainte-Tulle, Beaumont-de-Pertuis et Jouques.

Il est à noter également à Manosque la présence d'un site de stockage souterrain pour les hydrocarbures ou le méthane dans des cavités de sel. La liaison avec l'artère principale qui passe au Sud d'Aix-en-Provence s'effectue par une canalisation de 68 km de long qui transporte du méthane humide à la pression de 80 bars, dont le cheminement passe à 1,5 km de la limite Ouest du site.

Deux pipelines passent par ailleurs à plus de 15 km au Nord-Ouest du Centre et relient la zone de Fos-sur-Mer à Manosque.

Un recensement des Installations Classées pour la Protection de l'Environnement (ICPE) soumises à autorisation a été réalisé auprès des Directions Régionales de l'Environnement, de l'Aménagement et du Logement (DREAL) des régions concernées, il en ressort qu'aucune ICPE de ce type n'est présente dans un rayon de 10 km autour du Centre.

Par conséquent le centre n'a pas d'environnement industriel particulier dans un rayon de 5 km, pouvant représenter une source potentielle de risque. La conduite de gaz « Corbières-Manosque » située à 1,5 km de la limite Ouest du site et la canalisation arrivant sur le Centre ne présentent pas de risque particulier.

Les risques externes sont dus essentiellement au transport de matières dangereuses sur les voies de communications alentours, plus précisément la route départementale D952.

Compte tenu de l'éloignement de l'installation CABRI, ce risque lié au transport est exclu.

Influence des installations environnantes sur l'installation CABRI :

Les installations au voisinage de l'INB CABRI sont :

- la boucle en sodium DANAÉ,
- le réacteur expérimental PHEBUS situé à environ 300 m, destiné aux études sur les accidents graves,
- le réacteur RJH (Réacteur Jules Horowitz) situé à environ 1 km, en cours de construction,
- le réacteur RAPSODIE situé à 700 m, en cours de démantèlement,
- le réacteur MASURCA situé à 995 m, destiné aux études neutroniques de filières de réacteurs.

Pour chacune de ces installations, le référentiel de sûreté de l'installation en vigueur présente le ou les scénarii de référence et analyse les éventuelles conséquences associées vis-à-vis de la sûreté de l'INB CABRI, et ce, en tenant compte également des résultats des dossiers ECS lorsque ceux-ci ont été réalisés. Ces éléments sont présentés ci-après :

Boucle en sodium DANAÉ :

La boucle en sodium DANAÉ étant éloignée de l'installation CABRI, celle-ci n'a pas d'impact sur la sûreté de l'INB CABRI.

Réacteur expérimental PHEBUS :

Le réacteur PHEBUS est une installation unique qui a permis de conduire, dès 1979, des recherches intégrales sur les accidents graves de type perte de réfrigérant primaire, pouvant aller jusqu'à la fusion du cœur. Il a été mis à l'arrêt définitif d'exploitation en 2009. Il est aujourd'hui en cours d'assainissement, et n'a pas d'impact sur la sûreté de l'INB CABRI.

Réacteur RJH :

Ce réacteur est actuellement en cours de construction et n'a pas d'impact sur la sûreté de l'INB CABRI.

L'évaluation complémentaire de sûreté réalisée sur l'installation RJH a été menée à partir de l'état actuel de la conception de l'installation. L'exercice a permis d'identifier que le dimensionnement tel que prévu comporte un ensemble de marges intrinsèques permettant d'ores et déjà de supporter des situations plus critiques que celles induites par les événements inclus dans le dimensionnement.

De plus, compte tenu de l'éloignement du RJH, les conséquences sur l'installation CABRI d'un incident en phase d'exploitation du réacteur RJH, seraient uniquement d'ordre radiologique. La conduite à tenir vis-à-vis du personnel d'exploitation de l'installation CABRI serait définie par le Chef d'Installation en concertation avec la Direction du Centre dans le cadre de la déclinaison du PUI Centre.

Réacteur RAPSODIE (INB 25) :

Cette installation est constituée d'un réacteur à neutrons rapides (RAPSODIE) arrêté depuis 1983, en cours d'assainissement ; tous les équipements de l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur sont encore en place et la cuve du réacteur est maintenue confinée avec une quantité de sodium résiduelle et d'un laboratoire de découpage et d'examen après irradiation des assemblages combustibles (LDAC) regroupant les cellules blindées, en cours d'assainissement.

Tous les déchets sodium contaminés ont été entreposés dans un hall d'entreposage dans l'attente de leur traitement ultérieur. Les activités menées dans l'INB 25 concernent principalement des opérations d'assainissement et de dépose d'équipements particuliers (puits de levage, réseau de ventilation...).

Les accidents considérés ne portent pas atteinte à la sûreté de l'installation CABRI.

Réacteur MASURCA :

Ce réacteur est destiné aux études neutroniques des cœurs de la filière des réacteurs à neutrons rapides. Il participe également aux recherches sur la transmutation des actinides mineurs grâce à la possibilité de couplage avec un générateur de neutrons.

L'ECS réalisée sur l'INB MASURCA a identifié un risque d'effet falaise dû à un effondrement partiel ou total du Bâtiment de Stockage et de Manutention (BSM) de l'installation et pouvant conduire à une des conséquences ci-après :

- une dissémination de matières radioactives dans l'environnement supérieure à celle prise en compte dans le PUI, suite à la dégradation de barrière(s) de confinement statique (gaine des éléments de simulation neutronique, génie civil du BSM),
- un accident de criticité induit par la perte de la géométrie initiale des équipements d'entreposage (columbariums, coffrets, casiers), qui aurait pour conséquence de possibles dégradations complémentaires de gainages par élévation de température, une dissémination plus importante de matières radioactives, ainsi qu'une forte émission de neutrons, de rayonnement γ et de produits de fission.

Compte tenu d'une distance de l'ordre de 1000 mètres entre l'installation CABRI et l'installation MASURCA, il n'y a pas de dispositions éventuelles à prendre vis-à-vis des conséquences d'un accident de criticité. Les conditions d'intervention sur CABRI seraient adaptées aux conséquences de l'accident de MASURCA. La gestion de crise sur l'installation CABRI serait alors prise en charge par le centre conformément aux dispositions présentées dans le chapitre 7 de l'Evaluation Complémentaire de Sûreté du site de Cadarache.

7.1.2. Organisation générale de la sécurité du centre

Le Directeur de Centre est responsable de la sécurité générale de l'établissement, il exerce sur l'ensemble du site les pouvoirs de réglementation interne, de contrôle et de discipline générale et définit les objectifs à atteindre localement en application de la politique de sécurité.

Il lui appartient :

- de gérer la fonction « sécurité générale » dans son établissement, c'est-à-dire l'application de la politique générale de sécurité et des textes réglementaires en vigueur dans les différents domaines de la sécurité,
- de contrôler que la sécurité est correctement assurée dans toutes les installations implantées sur le site,
- d'apporter les prestations de sécurité aux départements et aux directions implantées, aux établissements hébergés dans des conditions définies chaque fois que nécessaire par des conventions ou protocoles locaux avec les chefs de départements ou d'établissements des filiales implantées.

Pour cela il est assisté :

- par des unités spécialisées : la Cellule de Sûreté et des Matières Nucléaires (CSMN), la Cellule Qualité, Sécurité et Environnement (CQSE), le Service de Protection contre les Rayonnements

(SPR), la Formation Locale de Sécurité (FLS), le Service de Santé du Travail (SST), le Laboratoire d'Analyses de Biologie Médicale (LABM) et l'Unité de Communication et Affaires Publiques (UCAP),

- par des services qui participent à la sécurité du fait de leurs activités spécifiques ou des moyens dont ils disposent : le Service Technique et Logistique (STL), le Service des Technologies de l'Information et de la Communication (STIC), le Service de Gestion et de Traitement des Déchets (SGTD) et le Service Métiers Conduite de Projets (SMCP) pour les questions relatives à l'alimentation électrique du Centre,
- par des organes consultatifs, notamment le Comité d'Hygiène, de Sécurité et des Conditions de Travail (CHSCT).

Les effectifs et moyens de ces différentes unités permettent de constituer des équipes d'intervention pluridisciplinaires, dans certains cas, la Direction pouvant décider de faire appel à des équipes d'intervention extérieures.

Chaque bâtiment du Centre est placé sous la responsabilité d'un Chef d'Installation, celui-ci :

- est responsable de l'ensemble des mesures de sécurité à prendre dans son Installation, il a autorité dans son installation en matière de sécurité,
- est assisté par un Ingénieur de Sécurité d'Installation qui peut lui-même (en fonction de la taille ou des risques de l'installation), coordonner l'action d'animateurs de sécurité,
- établit et maintient à jour la liste et l'ordre de succession des personnes ayant qualité pour intervenir en cas d'accident dans son Installation.

Le Centre est découpé en secteurs d'alerte, les communications en cas de crise s'établissent entre le Directeur du Centre et chacun des chefs de secteurs au moyen du réseau de haut-parleurs de commandement. Chaque chef de secteur a la responsabilité de faire appliquer dans les bâtiments composant son secteur, les mesures correspondant à la configuration d'alerte dans laquelle se trouve son secteur, celles-ci peuvent aller de la simple mise à l'abri des personnes à l'intérieur des bâtiments jusqu'à l'évacuation des bâtiments.

7.1.3. Organisation en cas de crise

En cas d'accident, une organisation locale de crise est mise en place au niveau du Centre, elle comprend les structures suivantes :

- le Poste de Commandement Direction Local (PCD-L) qui est dirigé par le Directeur du Centre (ou son représentant) seul responsable des décisions à prendre pour assurer la sûreté des installations, l'information des Autorités et des Pouvoirs Publics, la protection des personnes présentes sur le Centre, et pour limiter les conséquences dans l'environnement,
- l'Equipe Technique de Crise Locale (ETC-L) qui exerce ses compétences en matière de sûreté et de connaissance des installations et qui communique au PCD-L la synthèse de l'évaluation de son équipe et de l'Equipe Contrôle (EC),
- l'Equipe Contrôle (EC) qui a à sa charge les mesures radiologiques et les calculs de conséquence dans l'environnement,
- l'Equipe Mouvement (EM) qui est chargée :
 - d'assurer la logistique interne du Centre,
 - de coordonner les mouvements de personnes présentes sur le Centre en termes de regroupement et d'évacuation,
 - de fournir après accord du PCD-L, les moyens et prestations demandés par l'installation sinistrée,
- la Cellule de Communication Locale qui est chargée de préparer la communication autour de la crise destinée au public et aux médias locaux,
- la Cellule de Presse Locale qui est chargée de réaliser l'information du public et des médias locaux,

- le Poste de Commandement Local (PCL) placé dans ou à proximité de l'installation sinistrée, est chargé d'assurer les fonctions de conduite et de sauvegarde de l'installation.

7.1.4. Modalités de déclenchement et de diffusion de l'alerte

7.1.4.1. Alerte au niveau de l'installation accidentée et du site

Le Chef d'Installation dispose d'une information donnée par des alarmes qui, pour certaines d'entre elles, sont visualisées et identifiées sur un poste informatique de regroupement des alarmes et reportées :

- soit vers le PC Sécurité, 24h/24h,
- soit vers la permanence du Service de Protection Radiologique, pour les alarmes relatives à la radioprotection.

Le Chef d'Installation en heures ouvrables (ou le cadre de Permanence pour Motif de Sécurité (PMS) en dehors des heures ouvrables) prévient le Directeur du Centre (ou le Cadre d'Astreinte de Direction) :

- lorsque le développement et/ou les conséquences d'un sinistre en rendent la gestion délicate ou simplement inhabituelle,
- lorsque les conséquences d'un sinistre pourraient ne plus être maîtrisées,
- lorsque les conséquences ou la gestion d'un sinistre impactent une installation voisine,
- lorsque la gestion du sinistre nécessite de faire appel à des renforts ou à des moyens centralisés.

La diffusion de l'état d'alerte sur l'ensemble du site peut se faire :

- au moyen d'une sirène à son modulé, appelée « sirène PUI »,
- au moyen de messages transmis depuis le Poste de Commandement de la Direction Local (PCD-L) vers les secteurs d'alerte qui retransmettent à l'ensemble des bâtiments composant les secteurs.

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

La décision de déclencher le PUI appartient exclusivement au Directeur du Centre ou à son représentant.

Lorsque le Directeur ou son représentant décide de mobiliser l'organisation de crise, l'appel de l'ensemble des membres de l'organisation de crise se fait via un système d'appel automatique complété par des appels téléphoniques.

Des dispositions sont mises en place pour l'alerte des interlocuteurs extérieurs au site :

- la Direction Générale du CEA,
- les pouvoirs publics : Préfecture des Bouches du Rhône, Sous-Préfet d'Aix-en-Provence et DREAL,
- l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN), qui a en charge l'information de l'IRSN,
- l'Autorité de Sûreté Nucléaire de Défense (ASND),
- la gendarmerie, le SDIS.

Ces procédures d'alerte s'appliquent à toutes les installations du Centre, y compris celles qui ne sont pas CEA.

7.1.4.3. Alerte relative à l'environnement proche du site

Les entreprises, établissements et populations environnantes sont alertés, sans délai, en cas de déclenchement du PPI, et ce, sous la responsabilité du Préfet.

Les maires des sept communes (Beaumont-de-Pertuis, Corbières, Ginasservis, Jouques, Rians, Saint-Paul-lez-Durance et Vinon-sur-Verdon) inscrites dans le périmètre du PPI sont informés du déclenchement du PUI et de son évolution.

Le sinistre, son développement, ses conséquences, sa gestion font l'objet d'une communication externe de la part du CEA vers le public et les médias.

7.1.5. Exercices et formations

Les activités concernant la formation et l'entraînement du personnel à la sécurité comprennent des séances d'instruction et des exercices destinés à informer le personnel de la conduite à tenir en cas d'incident, d'accident ou de sinistre.

7.1.5.1. Exercices particuliers dans les installations

L'entraînement du personnel aux interventions courantes est assuré par l'exécution d'exercices particuliers, ces exercices font intervenir :

- le personnel de l'installation,
- l'Equipe Locale de Premier Secours (ELPS), les secouristes de l'installation,
- les équipes d'intervention du Centre.

Ces exercices permettent de contrôler :

- l'application des règles d'intervention,
- la diffusion intérieure et extérieure de l'alerte,
- l'action de l'Equipe Locale de Premier Secours de l'installation,
- l'action des équipes d'intervention du Centre,
- la coordination des actions.

7.1.5.2. Exercices généraux

Ces exercices font intervenir, en plus du personnel d'une ou plusieurs installations supposées sinistrées, l'organisation de gestion de crise du Centre et mettent en œuvre les moyens des Services d'Intervention ; certains de ces exercices sont organisés au niveau national en liaison avec l'autorité de sûreté et les préfetures.

Ils ont pour but de vérifier l'application des instructions et consignes dans le cadre du PUI du Centre et en particulier :

- la bonne diffusion des ordres à tous les secteurs d'alerte,
- la mise en sécurité des installations,
- la mise en œuvre des moyens de transport pour l'évacuation du personnel,
- la mise en place des moyens de contrôle du personnel provenant des installations évacuées.

Les exercices de criticité qui permettent de vérifier l'application des dispositions d'alerte particulière au risque criticité font partie de ces exercices.

7.1.5.3. Formation du personnel à la sécurité

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 organisée par le Centre et le suivi de la formation à la sécurité au poste de travail organisée par le Chef d'Installation (cette formation sur le terrain est renouvelée à chaque changement de poste ou en cas de modification de celui-ci),
- la formation spécifique à la sécurité : en fonction des risques liés aux activités de son poste de travail, une personne pourra être amenée à suivre un stage consacré à la prévention d'un risque particulier (risque chimique, conduite d'appareils de levage, habilitations électriques, prévention du risque radiologique, risque du sodium, ...) ; il existe également des stages spécifiques à certaines fonctions dont le suivi est obligatoire : Chef d'Installation, Ingénieur de Sécurité d'Installation, ... ,
- la « semaine de sécurité » organisée par le Chef d'Installation. Cette formation a lieu une fois par an sur chaque installation. Elle comprend principalement :
 - des exposés généraux comme le recyclage radioprotection, la culture sûreté, le risque légionellose...
 - des exposés généraux sur la prévention des risques rencontrés dans l'installation notamment les risques électriques, ceux liés aux travaux en hauteur, à la manipulation des charges lourdes...,
 - un exercice de sécurité,
 - une séquence d'entraînement à l'utilisation d'extincteurs.

7.1.5.4. Formation des acteurs de la gestion de crise

L'ensemble des acteurs de la gestion de crise bénéficie d'une formation spécifique à la gestion de crise à l'occasion de leur prise de fonction et ensuite, de façon périodique.

7.1.6. Contrôles techniques de sécurité

Les matériels utilisés dans le cadre des interventions ainsi que les réseaux de diffusion d'ordres font l'objet de contrôles techniques de sécurité dont la périodicité est définie, soit par la réglementation en vigueur, soit par des dispositions internes au Centre.

7.2. Robustesse des moyens disponibles

7.2.1. Moyens d'intervention

7.2.1.1. Dissémination de matières radioactives

Les mesures générales de protection du personnel, en cas d'accident entraînant un risque radiologique, sont les suivantes :

- interdiction de circulation sur le site sauf pour les équipes participant à l'organisation des secours,
- interdiction d'entrée et de sortie du site, sauf autorisation spéciale du Directeur,
- balisage de la zone sinistrée,
- gardiennage de la zone sinistrée,
- mise à l'abri du personnel se trouvant à l'extérieur des bâtiments,
- mise en place dans chaque bâtiment des mesures de protection du personnel,

- évacuation immédiate des secteurs se trouvant en zone dangereuse,
- préparation à une éventuelle évacuation des secteurs se trouvant en zone suspecte,
- mise en œuvre des moyens de protection individuelle du personnel (masques, tenues de protection ...),
- contrôle et pré-décontamination du personnel,
- décontamination du personnel,
- contrôle des véhicules de transport du personnel,
- regroupement du personnel pour son transport vers les localités d'habitations.

Par ailleurs, le Service de Protection Radiologique (SPR) dispose de moyens de mesures « embarqués » qui permettront, de façon urgente et limitée, d'établir un premier relevé de mesures radiologiques dans les lieux jugés les plus pertinents en situation accidentelle, compte tenu des conditions météorologiques.

Par ailleurs, des moyens de mesures mobiles de type contaminamètres, radiomètres, balises de contrôle aérosol, barboteurs, sont disponibles dans l'installation CABRI, au niveau des bureaux SPR situés dans le bâtiment 721 du service et dans l'installation PHEBUS - INB 92 située dans le même secteur à proximité de l'INB 24.

7.2.1.2. Alimentations électriques de secours

Les INB sont équipées de sources d'énergie autonomes de secours (groupe électrogène, onduleurs, batteries) et disposent également de prises de raccordement externes dans le cas où il serait nécessaire d'avoir recours à une source d'alimentation électrique mobile.

Le bâtiment abritant le PC sécurité et une partie des équipements de téléalarme est équipé de deux groupes électrogènes, d'onduleurs et de batteries. En cas de défaillance d'un groupe, un délestage automatique est réalisé sur des circuits non indispensables.

Le bâtiment abritant le système de communication des équipes d'intervention est équipé d'un groupe électrogène à démarrage automatique.

En cas de perte totale des alimentations électriques, c'est-à-dire en cas de perte des alimentations externes du Centre cumulée avec la perte des sources internes de secours des installations, le Centre dispose d'un parc de Groupes Electrogènes Mobiles (GEM) qui sont affectés aux installations selon un ordre de priorité défini en fonction de l'importance pour la sûreté des équipements devant être réalimentés. Pour Cabri, deux GEM de 390 kVA et de 125 kVA sont prévus pour assurer la surveillance de l'installation (cf. § 6.1.4).

Il est à noter que le centre dispose de deux cuves de fuel d'un volume unitaire de 540 m³ destinées au fonctionnement des groupes électrogènes.

7.2.2. Gestion de crise au niveau du Centre en cas de séisme

L'élément déclencheur de la gestion de crise en cas de séisme est la réception par le PC Sécurité du Centre d'une information selon laquelle un séisme a eu lieu sur le Centre ou dans son environnement immédiat ; cette information peut parvenir au PC Sécurité :

- Par une alerte donnée par une personne ayant ressenti une secousse et qui contacte le PC par téléphone,
- Par une alerte donnée par les accéléromètres implantés sur le Centre qui signalent au PC le dépassement d'un seuil prédéfini.

La mise en œuvre des moyens matériels et humains pour la mise à l'état sûr des installations du Centre est soumise à l'appréciation :

- du Directeur du Centre suite au diagnostic et avis des Chefs d'Installations si l'évènement a lieu en heures ouvrables,
- de l'Astreinte de Direction avec avis du cadre de permanence et du Chef de brigade de la FLS si l'évènement a lieu en heures non ouvrables et si les moyens de communication sont opérationnels,
- du Cadre de PMS avec avis du Chef de brigade de la FLS présent si l'évènement a lieu en heures non ouvrables et dans le cas où le cadre de Direction n'est pas joignable.

Si nécessaire le Poste de Commandement de Direction Local est créé par le Directeur ou son représentant :

- en heures ouvrables, le poste de commandement est composé du Directeur du Centre ou son représentant aidé des services présents si ces unités ne sont pas impactées par le séisme.
- en heures non ouvrables, il est composé du cadre de permanence aidé du chef de brigade de la Formation Locale de Sécurité et complété en fonction de leur capacité à revenir sur le centre, par les astreintes des différents services.

Les modalités de déclenchement de la gestion de crise sont présentées dans la figure ci-après :

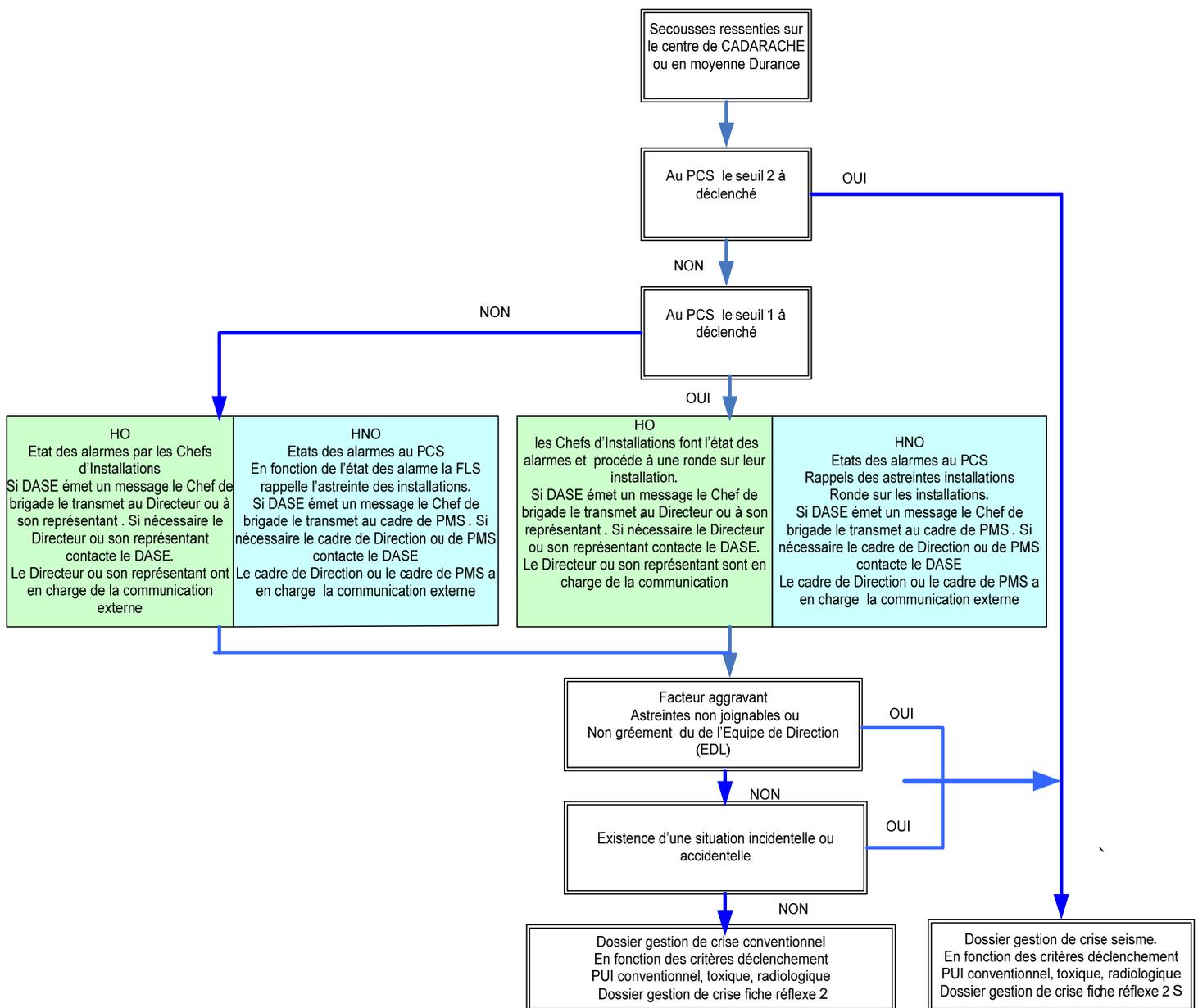


Figure 20 : Modalités de déclenchement de la gestion de crise séisme

Les conditions d'intervention dans les installations dépendront ensuite de la disponibilité des ressources humaines et matérielles mobilisables :

- les actions immédiates de mise en sécurité peuvent être effectuées par les installations,
- des moyens de communication ultimes peuvent être mis en place par les services du Centre,
- des équipes d'intervention propres au Centre de Cadarache peuvent être constituées pour intervenir sur les installations,
- le centre peut faire appel à des moyens externes :
 - les moyens d'intervention de la Formation Locale de Sécurité du Centre de Marcoule,
 - les moyens d'intervention spécifiques du GIE INTRA (Groupement d'Intérêt Economique « INTervention Robotique sur Accident »).

7.3. Mesures de gestion de crise au niveau de l'installation

7.3.1. Mesures de gestion des accidents actuellement en vigueur aux différents stades d'un accident grave, en particulier consécutif à une perte de la fonction de refroidissement du cœur

La mise à l'arrêt du réacteur et l'évacuation de la puissance résiduelle sont assurées par :

- la chute automatique des Barres de Commande et de Sécurité du réacteur,
- l'établissement de la convection naturelle par ouverture des clapets de convection naturelle dès la baisse de la pression dans la Boîte à Eau Inférieure située sous le bloc cœur, c'est-à-dire dès l'arrêt de la circulation forcée.

Bien que la puissance résiduelle baisse très rapidement, le maintien en eau du cœur est nécessaire et suffisant pour assurer son refroidissement durant quelques heures. Par la suite, le dénoyage ne serait plus dommageable pour le cœur.

Ainsi, le refroidissement du cœur (par convection naturelle) est nécessaire dans les moments qui suivent l'arrêt du réacteur.

Le refroidissement du cœur à l'arrêt est assuré par convection naturelle (cf. § 6.4), la surveillance de l'état du cœur et de la piscine est réalisé depuis la salle de commande ou la baie de repli située dans le Bâtiment d'Entreposage en cas de séisme.

Depuis cette baie de repli, seront notamment consultables la position des clapets de convection naturelle, le niveau d'eau et la température de l'eau de la piscine. Ces paramètres permettront de s'assurer de l'état sûr du cœur dans la 1^{ère} heure qui suit l'arrêt du réacteur (délai lié à l'autonomie des batteries).

La fiche d'intervention après séisme guide les intervenants en priorisant leurs actions : contrôle des mesures au poste de repli, coupures de fluides, rondes, action sur la ventilation.

Compte tenu du dimensionnement actuel de l'installation, le refroidissement du cœur à l'arrêt est assuré après séisme. Dans le cadre de cette étude, le risque de dénoyage du cœur par évaporation a été évalué.

Ainsi, la présente évaluation considère la puissance thermique résiduelle dégagée par le cœur suite à la chute des BCS après un fonctionnement d'une heure à 25 MW et prend en compte dans un 1^{er} temps une température initiale de l'eau de la piscine de 25°C, puis dans un 2^{ème} temps, la température maximale autorisée de fonctionnement de 45°C.

Sur la base d'une étude qui caractérise la rupture de la branche froide (arrivée d'eau) du circuit primaire, il est montré que la température moyenne de la piscine reste constante et ne dépasse pas la condition initiale à savoir 25°C dans l'étude.

Considérant que dans cette étude, la perte d'une partie du volume de la piscine est défavorable (du point de vue de son échauffement et de l'évaporation) par rapport à l'étude du grippage de la pompe primaire (perte

de débit) et qu'en dépit de cette pénalité, la température reste constante, le calcul d'évaporation ci-dessous est donc basé sur la constance de la température piscine.

Durant ce transitoire, la puissance résiduelle dégagée par le cœur est prise en compte. Cette puissance résiduelle est consécutive à un fonctionnement de 1h en bilan thermique à 25 MW suivi d'une chute des barres de contrôle et de sécurité. Elle est caractérisée par la loi de Way-Wigner telle que celle-ci est développée dans le code de calcul thermohydraulique CATHARE. L'énergie dégagée par la radioactivité des produits de fission n'est donc pas suffisante pour générer un échauffement de la piscine.

La température de la piscine est arbitrairement prise à 25°C. La température du hall réacteur est considérée de manière conservatrice à 10°C avec 10% d'humidité.

L'évaporation suit la loi de « Dalton » :

$$\dot{m}(kg / m^2.s) = 5,241 \times 10^{-9} (P_{sat}(T_{liq}) - P_{vap}(T_{gaz}))^{1,2}$$

Hypothèses : $T_{liq}=25^{\circ}C$, $T_{gaz}=10^{\circ}C$, $P_{sat}\sim 32mb$ et $P_{vap}\sim 1.2mb$ (pour 10% d'hygrométrie à 10°C)

Résultat : 0.08 g/m².s soit ~7 mm/jr

Le niveau de la piscine est pris à -2,7 m de manière conservatrice (niveau nécessaire pour une manutention en cours sur la passerelle). Le haut du cœur est situé à -6,48 m ce qui correspond à une baisse de niveau de 3,78 m, pour atteindre cette cote.

La durée nécessaire pour atteindre le dénoyage du haut du combustible est alors de **$\Delta t = 551$ jours.**

En prenant de manière conservatrice une $T_{piscine}=45^{\circ}C=C^{te}$, $P_{sat}= 98$ mbar, la variation de niveau correspond à 2,8 cm/jour. Le dénoyage serait atteint en **137 jours.**

Ces hypothèses ne tiennent pas compte de l'échauffement apporté dans le hall réacteur par la condensation, ce qui réduirait le débit d'évaporation.

Ainsi, l'évaporation "naturelle" de l'eau de la piscine ne semble pas, dans les conditions étudiées, faire peser une contrainte forte sur la durée d'intervention. Cette étude montre que le réacteur présente un délai de grâce significatif vis-à-vis des interventions humaines nécessaires avant de craindre le dénoyage du cœur qui par ailleurs ne serait pas dommageable pour l'intégrité du cœur compte tenu de la faible puissance résiduelle en jeu, pouvant alors être évacuée en air.

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

En cas de séisme, les mesures au poste de repli permettent de connaître les conditions d'accès dans le hall réacteur et donnent des informations sur l'état de la ventilation (dépression du hall réacteur, état des clapets de confinement). Les clapets de confinement du hall réacteur restent manœuvrables après séisme, permettant la reprise du confinement dynamique après contrôle de l'état de la ventilation voire de sa remise en état.

Dans le cadre de cette étude, les risques d'explosion d'hydrogène et de surpression de l'enceinte de confinement ont été évalués afin de connaître la sensibilité de l'installation à ces risques.

- Evaluation du risque hydrogène

La présente évaluation tient compte de 5 jours de production d'hydrogène (au-delà, la puissance résiduelle causant la radiolyse est négligeable) après l'arrêt du réacteur, alors qu'il a fonctionné pendant une durée d'une heure à 25 MW.

La production d'hydrogène est déterminée par la loi : $D_{gaz}(l\ H_2/h)=0,45 \times 0,009 \times P_{res}^{\gamma}(W)$

La puissance résiduelle suit la loi de Way-Wigner appliquée à CABRI.

La production d'H₂ par radiolyse s'élève à 3,5 m³ (dont 1/3 produit au bout de la première demi-journée) soit une concentration de 1,1 ‰ dans le hall (si tout est relâché par la piscine), sans prendre en compte le renouvellement d'air.

La LIE (Limite Inférieure d'Explosivité) est de 4,1%. Il n'y a donc pas de risque d'explosion d'hydrogène généré par la puissance résiduelle du cœur CABRI après un fonctionnement réacteur, y compris en cas de confinement statique de l'enceinte du réacteur.

- Gestion du risque de surpression dans l'enceinte de confinement

Le risque de surpression dû à l'évaporation de l'eau de la piscine est compensé par les fuites naturelles du bâtiment même en l'absence de ventilation dynamique.

7.3.3. Mesures de gestion des conséquences de la perte de la fonction de refroidissement de l'eau de la piscine ou tout autre entreposage du combustible

En considérant le contenu maximums autorisés du bac 60 et bac annexe, le dénoyage de ceux-ci pourrait entraîner une augmentation de l'ambiance radiologique du hall réacteur (mesure reportée au poste de repli), mais ne générerait pas de risque de criticité, ni de difficulté ou de conséquence liés au défaut de refroidissement en eau, les puissances résiduelles étant très faibles.

L'ambiance radiologique du hall réacteur pourrait être affectée par une diminution du niveau d'eau dans la piscine, qui constitue une protection radiologique vis-à-vis des éléments combustibles du cœur. Dans l'objectif de diminution de cette ambiance radiologique et au titre de la défense en profondeur, un système permettant d'assurer un appoint d'eau dans la piscine du réacteur depuis l'extérieur de l'installation limiterait les doses reçues par les opérateurs en cas d'intervention dans l'installation. Ce système est retenu comme point d'amélioration des moyens disponibles, au titre des ECS.

La disponibilité d'un tel équipement faciliterait considérablement l'intervention par déplacement du personnel présent dans la salle de commande déportée et par l'approvisionnement en eau avec les moyens du centre.

8. CONDITIONS DE RECOURS AUX ENTREPRISES PRESTATAIRES

Le recours à la sous-traitance est un acte normal d'entreprise, consistant à faire faire ce qu'on ne sait pas faire, ce que d'autres savent mieux faire ou ce qu'on ne peut pas faire en temps utile ou avec les moyens dont on dispose. Toutefois au CEA, il revêt un caractère sensible du fait qu'il implique des tiers dans le fonctionnement ou les activités de l'établissement public et dans l'exploitation d'installations réglementées, notamment dans le domaine nucléaire. Il est donc indispensable que le recours à la sous-traitance soit convenablement maîtrisé, ce qui nécessite un encadrement adéquat, en matière de sûreté et de sécurité ainsi que sur les plans juridique et technique, et qu'il fasse l'objet d'un suivi et d'un contrôle rigoureux.

La décision de faire appel à une entreprise extérieure fait dorénavant l'objet préalablement d'une analyse sur les risques et les modalités de l'opération et sur son intérêt économique pour le CEA.

Un marché de sous-traitance ne peut être confié qu'à une entreprise présentant les compétences requises par le cahier des charges, dotée de la technicité et disposant des moyens en rapport avec la nature et l'importance des tâches objet de la prestation ainsi que de l'organisation de nature à satisfaire les exigences du CEA en matière de sûreté et de sécurité. Cette dernière condition fait l'objet d'une attention toute particulière de la part des décideurs, tant lors de la définition des besoins, que de la sélection des offres et de l'exécution du marché.

Pour l'attribution des marchés de sous-traitance, le CEA applique le principe du mieux-disant, consistant à choisir l'offre qui présente les meilleures garanties de bon achèvement tout en étant économiquement avantageuse, c'est-à-dire celle qui est le plus en adéquation avec ses besoins et respecte au mieux, à un coût raisonnable, les exigences requises, notamment en matière de sécurité et de sûreté. A cette fin, la prestation sous-traitée fait l'objet, avant la procédure de mise en concurrence (appel d'offre, dialogue compétitif, ...), d'un cahier des charges définissant précisément les besoins de l'unité, les conditions posées à l'attribution du marché, les exigences établies, notamment en matière de sûreté, et le résultat attendu.

L'entreprise sous-traitante retenue par le CEA, doit, au cas où elle recourt elle-même à des entreprises sous-traitantes, respecter les règles fixées par les conditions générales d'achat du CEA et en particulier obtenir un accord écrit et préalable du CEA pour ce faire.

Par ailleurs, la situation de la sous-traitance, avec ou sans intervention de personnel d'entreprises extérieures, fait l'objet d'une information annuelle des Comités d'établissement et du Comité National, conformément aux articles L. 2323-55 et R. 2323-11 du code du travail. En cas de primo-sous-traitance, il y a également consultation du Comité d'Hygiène, de Sécurité et des Conditions de Travail.

8.1. Champs d'activité

Il existe trois types de prestations auxquels l'INB CABRI peut recourir en faisant appel à des entreprises extérieures :

- les prestations globales du centre réalisées par des entreprises extérieures dont les contrats sont gérés par les unités support du centre de Cadarache (Ex : contrat électromécanique, équipements de radioprotection, équipements de téléalarme, ...),
- les marchés spécifiques passés par une unité autre que l'installation (ex : le projet de rénovation) mais intervenant sur l'installation CABRI,
- les prestations passées par des prescripteurs de l'installation.

Certaines compétences propres à l'exploitation de l'installation ne sont pas sous-traitées (ex. : conduite du réacteur, gestion des matières nucléaires...).

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 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 en 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.

L'étape finale de la phase de consultation conduit à retenir un prestataire. Ce choix est réalisé suivant des critères de dépouillement énoncés dans le Règlement de Consultation, tenant compte, notamment, du prix, des capacités techniques du prestataire, des résultats qualité et sécurité et de l'organisation de son entreprise. Pour chaque offre remise par les soumissionnaires, qui donneront suite à un rapport de dépouillement, une validation de l'installation est faite, avant transmission du rapport au service commercial du Centre de Cadarache.

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 (SCR) du CEA, à savoir le Service de Protection contre les Rayonnements ionisants (SPR), 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).

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.

8.4.1. Suivi des prestations

La surveillance « en continu » de la prestation par l'installation est effectuée comme suit :

- le chargé d'affaire s'assure du bon déroulement de la prestation,
- le chargé d'affaire s'assure que les opérations sont bien conduites dans le respect des référentiels de sûreté et de sécurité en vigueur. En tant que de besoin, des visites de sûreté et de sécurité sont organisées par l'installation,
- le CEA peut commanditer un audit du prestataire (auditeurs CEA ou cabinet d'audit) afin de s'assurer que l'organisation mise en place par celui-ci est conforme aux directives de l'Arrêté Qualité et ainsi satisfait aux exigences de l'exploitant,

Tout au long de la prestation, l'installation est également en contact avec le prestataire par le biais de réunions (d'enclenchement, de suivi, ponctuelles et de clôture).

8.4.2. Surveillance des interventions sur site

Le chargé d'affaire est responsable du bon déroulement des travaux sur le plan sûreté, radioprotection, sécurité et technique (il s'assure notamment que les consignes de sécurité sont respectées).

Le chargé d'affaire supervise l'intervention et rend compte au Chef d'Installation et/ou au Chef du Laboratoire de toute difficulté rencontrée par l'entreprise (ex. : non-conformité, interface avec d'autres entreprises, arrêt de chantier pour raisons techniques : indisponibilité du circuit, déconsignation électrique ...).

En cas d'incident sur l'installation, il rend compte immédiatement au Chef d'installation. De même, en cas de non-respect des dispositions de sûreté, sécurité, radioprotection, qualité et/ou environnement, le chargé d'affaire prévient immédiatement la personne de l'installation compétente dans le(s) domaine(s) concerné(s).

L'ingénieur sécurité de l'installation fait des visites régulières et inopinées sur tous les chantiers pour s'assurer du respect des dispositions de sécurité de l'installation ou spécifiques à leurs propres travaux, consignées dans le plan de prévention, dans l'additif au plan de prévention, dans le bon d'intervention ou dans le bon de travail.

9. SYNTHESE DU DOSSIER ECS

A la demande de l'ASN, le CEA a mené une évaluation complémentaire de la sûreté du réacteur expérimental CABRI au regard de l'accident survenu à la Centrale de Fukushima Daiichi. Conformément au cahier des charges de l'ASN, cette évaluation a été conduite sur la base des études existantes et du jugement d'ingénieur. Elle a permis d'identifier des études ou dispositions complémentaires qui peuvent être envisagées pour améliorer la robustesse de l'installation face à des situations extrêmes. Ces actions, rappelées ci-après, pourraient être mises en œuvre au regard de l'amélioration qu'elles seraient susceptibles d'apporter en termes de prévention, de résistance, ou de gestion des accidents.

9.1. Bilan de l'évaluation complémentaire de la sûreté

L'évaluation complémentaire de sûreté a été menée à partir de l'état après travaux liés au réexamen de sûreté de l'installation, cœur rechargé en piscine.

L'essentiel des risques apparaît lors d'un fonctionnement en puissance du réacteur qui a été considéré à son niveau de puissance maximal de 25 MW alors que cet état n'est rencontré que 4 heures par an.

L'exercice a permis d'identifier que le dimensionnement après renforcement comporte un ensemble de marges intrinsèques permettant de supporter des situations plus critiques que celles induites par des événements inclus dans le dimensionnement.

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

- Le dénoyage conduisant à la fusion du cœur de CABRI, après son arrêt par chute des barres de commandes et sécurité suite à un fonctionnement en puissance à 25 MW,
- Une réaction entre le sodium gelé entreposé dans le réservoir RESP01 situé dans les locaux sodium et l'eau contenue dans les réservoirs d'eau du cœur.

Ces risques d'effet falaise sont écartés de par les marges disponibles pour les différents équipements concernés, déterminées dans cette évaluation complémentaire de sûreté.

9.1.1. *Risque lié aux séismes*

Le comportement global de l'INB est satisfaisant : la stabilité de la superstructure du bâtiment réacteur reste assurée pour un niveau de séisme évalué à 2,2 fois le niveau du SMS de référence de l'installation.

De même, la stabilité du Bâtiment d'Entreposage qui comporte un poste de repli, reste assurée pour un niveau de séisme évalué à 2,2 fois le niveau du SMS de référence de l'installation.

Les marges de dimensionnement associées aux équipements clés identifiés montrent que les dispositions constructives sont suffisantes pour assurer le non dénoyage du cœur et pour empêcher une interaction sodium eau, évitant ainsi l'effet falaise en termes de conséquences radiologiques dans l'environnement qui en résulterait, et ce pour un niveau de sollicitation au-delà du dimensionnement et supérieur à 1,4 fois le niveau du SMS de référence de l'installation.

En conclusion, les évaluations effectuées n'ont mis en évidence aucun risque d'effet falaise en cas de séisme jusqu'à un niveau de sollicitation pouvant atteindre 1,4 fois le niveau du SMS de référence de l'installation. Cette marge est jugée suffisante et ne nécessite pas la mise en œuvre de dispositions complémentaires.

9.1.2. *Risque lié aux inondations et conditions météorologiques extrêmes*

Les dispositions de conception et d'exploitation existantes et celles mises en place suite au réexamen pour améliorer la robustesse de l'installation (travaux en cours de réalisation) permettent d'éviter toute infiltration d'eau dans les locaux et notamment les locaux contenant du sodium et ainsi d'écartier tout risque d'effet

falaise engendré par l'aléa « inondation externe » pour l'installation, y compris en cas de remontée de nappe phréatique.

Des conditions météorologiques extrêmes liées au phénomène d'inondation ne conduisent pas à un risque d'effet falaise. Aucune disposition complémentaire n'est envisagée.

9.1.3. Perte des alimentations électriques et de la source froide

Les dispositions de conception et d'exploitation existantes montrent que ces deux types de pertes postulées ne conduisent pas à un risque d'effet falaise.

Des dispositions complémentaires sont proposées au §9.2 pour renforcer la robustesse de l'installation vis-à-vis de perte d'alimentation électrique de longue durée, afin d'assurer une surveillance post-accidentelle de l'installation.

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. Bilan des dispositions complémentaires qui pourraient être mises en place au regard de l'amélioration qu'elles seraient susceptibles d'apporter en termes de résistance des composants, de renforcement de l'indépendance entre les différents niveaux de défense de l'installation ou de gestion de l'accident.

Bien que l'évaluation complémentaire de sûreté n'ait mis en évidence aucun risque avéré d'effet falaise, 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.

9.2.1. Détection sismique

Afin de renforcer la robustesse de la détection sismique déjà en place et garantir ainsi la chute des barres de commande et de sécurité qui permettent l'arrêt et le maintien à l'état sûr du réacteur, un capteur supplémentaire sera installé et intégré en logique 1/2 dans la chaîne de sécurité.

9.2.2. Système d'appoint d'eau en piscine

Au titre de la défense en profondeur, il a été retenu d'étudier l'installation d'un système permettant un appoint d'eau dans la piscine depuis l'extérieur du bâtiment réacteur.

La disponibilité d'un tel équipement faciliterait l'intervention du personnel et garantirait une ambiance radiologique du hall réacteur compatible avec une intervention ultérieure dans l'installation.

9.2.3. Disponibilité des informations reportées au poste de repli après séisme

L'analyse des marges de la baie de repli et des capteurs montre des marges suffisantes apportant la démonstration de la fonctionnalité de ces équipements pour un séisme majeur, garantissant ainsi le maintien de la surveillance du réacteur après séisme.

Les mesures de niveau de la piscine CABRI et de la température de l'eau font partie des informations reportées et disponibles au poste de repli.

En ce qui concerne l'autonomie de la baie de repli, elle est actuellement assurée par batteries assurant une heure de fonctionnement. Il est proposé d'améliorer l'alimentation électrique de cette baie en rendant

possible son alimentation par un groupe électrogène mobile maintenu disponible sur l'installation pour ce besoin, permettant ainsi une surveillance durant plusieurs heures après l'arrêt du réacteur.

9.2.4. Dispositions retenues vis-à-vis des effets induits par le séisme

L'analyse du risque incendie induit par un séisme a conduit à la proposition de dispositions supplémentaires à envisager au niveau du poste de repli (révision de la disposition des matières combustibles) et au niveau de la protection incendie des câbles de mesures du niveau d'eau dans la piscine et de la température (augmentation du degré coupe-feu).

9.2.5. Tableaux de synthèse des solutions d'amélioration 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

Evolutions visant à assurer le maintien à l'arrêt sûr du réacteur	Gains attendus
Mise en place d'un capteur sismique supplémentaire	Renforcer la fiabilité de la détection sismique

Evolutions visant à assurer la surveillance post-accidentelle de l'installation	Gains attendus
Mise en place d'un système d'appoint d'eau dans la piscine depuis l'extérieur du bâtiment.	Garantir une ambiance radiologique dans le hall réacteur compatible avec une intervention ultérieure dans l'installation (amélioration de la gestion de crise)
Amélioration de l'alimentation électrique de la baie de repli, par ajout d'une connexion à un GEM supplémentaire.	Accroître la durée d'autonomie électrique de l'installation, afin d'assurer une surveillance post-accidentelle de l'installation (niveau et température de l'eau de la piscine)
Renforcement de la protection incendie sur les câbles de mesure de niveau et de température de l'eau de la piscine dans le bâtiment réacteur et de la prévention du risque incendie dans le poste de repli.	Assurer la surveillance post-accidentelle (notamment la mesure de niveau et de température de l'eau de la piscine réacteur) de l'installation, même en cas d'incendie induit par un séisme

9.3. Conclusion

Compte tenu de l'absence de risque avéré d'effet falaise en raison des marges disponibles, l'exploitant n'envisage pas de mettre en place de dispositions complémentaires et il n'apparaît pas nécessaire de prévoir un noyau dur spécifique à l'installation CABRI.

Des améliorations sont néanmoins proposées au titre de la robustesse.