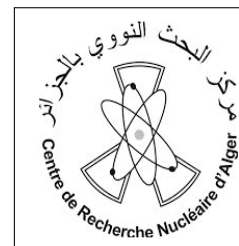


République Algérienne Démocratique et Populaire  
Ministère de l'Enseignement Supérieur et de la Recherche Scientifique



École Nationale Polytechnique  
Département de Maîtrise des Risques  
Industriels et Environnementaux (MRIE)  
Filière QHSE-GRI  
Centre de Recherche Nucléaire de Draria



Mémoire de projet de fin d'études  
Pour l'obtention du diplôme d'Ingénieur d'État en  
QHSE-GRI

## Élaboration des études probabilistes de sûreté d'un réacteur nucléaire de recherche

**Ali BENZENOUNE**  
**Samir ABERKANE**

Sous la direction de

**Pr. C.BOUTEKEDJIRET et Mr. A. BENMOKHTAR**

Présenté et soutenu publiquement le : 18/06/2017

Composition du jury :

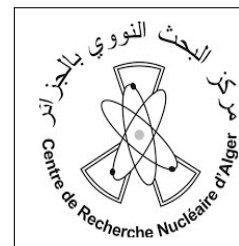
Président	M.Abdelmalek CHERGUI	Professeur, ENP
Promoteur	Mme. Chahrazed BOUTEKEDJIRET	Professeur, ENP
	Mr. Amine BENMOKHTAR	Maitre assistant, ENP
	M.Mouhamed BOUFENAR	Docteur, chercheur, CRND
Examineur	Mme. Faiza ZIDOUNI	Docteur, USTHB
	M. Aboubaker KERTOUS	Maitre assistant, ENP
	M. Farid LEGUEBEDJ	Maitre assistant, ENP



République Algérienne Démocratique et Populaire  
Ministère de l'Enseignement Supérieur et de la Recherche Scientifique



École Nationale Polytechnique  
Département de Maîtrise des Risques  
Industriels et Environnementaux (MRIE)  
Filière QHSE-GRI  
Centre de Recherche Nucléaire de Draria



Mémoire de projet de fin d'études  
Pour l'obtention du diplôme d'Ingénieur d'État en  
QHSE-GRI

## Élaboration des études probabilistes de sûreté d'un réacteur nucléaire de recherche

**Ali BENZENOUNE**  
**Samir ABERKANE**

Sous la direction de

**Pr. C.BOUTEKEDJIRET et Mr. A. BENMOKHTAR**

Présenté et soutenu publiquement le : 18/06/2017

Composition du jury :

Président	M.Abdelmalek CHERGUI	Professeur, ENP
Promoteur	Mme. Chahrazed BOUTEKEDJIRET	Professeur, ENP
	Mr. Amine BENMOKHTAR	Maitre assistant, ENP
	M.Mouhamed BOUFENAR	Docteur, chercheur, CRND
Examineur	Mme. Faiza ZIDOUNI	Docteur, USTHB
	M. Aboubaker KERTOUS	Maitre assistant, ENP
	M. Farid LEGUEBEDJ	Maitre assistant, ENP

# *Dédicaces*

*Je dédie ce modeste travail :*

*À mes très chers Parents Ahmed & Meriem qui Grâce à leurs tendres encouragements et leurs grands sacrifices, ils ont pu créer le climat affectueux et propice à la poursuite de mes études. Aucune dédicace ne pourrait exprimer mon respect, ma considération et mes profonds sentiments envers eux. Je prie le bon Dieu de les bénir, de veiller sur eux, en espérant qu'ils seront toujours fiers de moi.*

*À mes très chères sœurs Samira, Souad, Hanane, Keltoume, Fatima, Faiza et mes très chers frères Amine, Soufiane, Brahim, qui n'ont cessé d'être pour moi des exemples de persévérance, de courage et de générosité. Les mots ne suffisent guère pour exprimer l'attachement, l'amour et l'affection que je porte pour vous.*

*À mes chers cousins Achour & Bassem , je ne peux trouver les mots justes et sincères pour vous exprimer mon affection et mes pensées, vous êtes pour moi plus que des cousins sur qui je peux compter.*

*À tous les membres de ma famille, petits et grands. Veuillez trouver dans ce travail l'expression de mon affection.*

*À mes chers amis, en témoignage de l'amitié qui nous uni et des souvenirs de tous les moments que nous avons passé ensemble.*

*À tous ceux qui ont participé de près ou de loin à l'élaboration de ce travail.*

*ABERKANE Samir*

# *Dédicaces*

*A ma Mère qui m'est la plus chère*

*A mon Père, lumière de mes jours*

*A mes chères Sœurs et Frères*

*A la joie de ma vie, mes neveux*

*Asma et Abderrahmane*

*A mes amis, Nouredine et Saad*

*Je dédie ce modeste travail*

***BENZENOUNE Ali***

## *Remerciements*

La réalisation de ce mémoire a été possible grâce à ALLAH le tout puissant, pour le courage et la patience qu'il nous a donné pour accomplir ce travail.

Nous souhaiterions adresser nos remerciements les plus sincères aux personnes qui nous ont apportés leur aide et qui ont contribué à l'élaboration de ce mémoire. Nos profonds remerciements s'adressent à nos encadrants ; Madame BOUTEKEDJIRET Chahrazed et Monsieur BENMOKHTAR Amin qui se sont toujours montrés disponibles et à l'écoute tout au long du travail. Nous vous remercions aussi pour vos conseils. Veuillez trouver ici, l'expression de notre gratitude et notre grande estime.

Notre profonde gratitude et chaleureux remerciements s'orientent vers Monsieur BOUFENAR Mohamed, Docteur chercheur principal du Réacteur NUR pour ses judicieux conseils et son support permanent, ainsi que tout le personnel du Centre de Recherche Nucléaire de Draria qui ont su nous orienter par leurs conseils tout au long de ce travail.

Nos remerciements s'adressent aux membres du jury ; Mr CHERGUI Abdelmalek Professeur à l'ENP qui a bien voulu présider ce jury, à Mr KERTOUS Aboubaker et Mr LEGUEBEDJ Farid, Maitres Assistants à l'ENP, et à Mme ZIDOUNI Faiza Docteur à l'USTHB, pour avoir bien voulu examiner ce travail. Vous nous faites un grand honneur en acceptant de juger ce travail.

Nous devons un remerciement à tous les enseignants de la filière QHSE-GRI qui nous ont fourni les outils nécessaires à la réussite de nos études universitaires.

Une pensée particulière est adressée aux étudiants qui nous ont côtoyés quotidiennement durant nos années d'études au département en nous apportant leurs supports moral et intellectuel tout au long de notre mémoire. Enfin, nous tenons à remercier chaleureusement, tous nos proches, amis et tous ceux qui, de près ou de loin, nous ont toujours soutenus et encouragés au cours de la réalisation de ce mémoire, pour leur confiance, leur support inestimable et leurs sollicitude. À toutes ces personnes, nous présentons nos remerciements, notre respect et notre gratitude.

## ملخص

تعد الصناعة النووية من الصناعات الأكثر تطلبا من حيث السلامة. حيث أن الأخطاء و لو كانت صغيرة غير مسموح بها. تعتبر السلامة النووية محورا أساسيا في الصناعات النووية.

هذا العمل يكرس لتنفيذ الدراسات الإحصائية للسلامة (المستوى 1 و 2) لمفاعل نووي نموذجي ؛ نو قدرة عمل 3 ميغا واط.

ويتألف هذا التقرير من فرعين رئيسيين : الجزء النظرى تطرق فيه للمفاهيم العامة للسلامة النووية و تأطير للعمل المطلوب. الجزء الثانى يكرس لتنفيذ الدراسات الإحصائية للسلامة (المستوى 1 و 2).

**الكلمات المفتاحية:** السلامة، الدراسات الإحصائية للسلامة، شجرة الأعطاب، شجرة الأحداث، الإنتشار الجوي.

## Abstract

The nuclear industry is among the most demanding industries in term of safety. Errors are no longer tolerable in this field. Nuclear safety is a major focus in the nuclear industry.

The report consists in two main parts: a theoretical part, handling the general concepts of the nuclear safety and a putting in context. A second part dedicated to the implementation of the Probabilistic Safety Analysis (PSA): level 1 and 2.

**Key words:** Safety, PSA, reliability, FT, ET, atmospheric dispersion.

## Résumé

L'industrie nucléaire est l'une des industries les exigeantes en matières de sûreté. Les erreurs ne sont plus tolérables. La sûreté nucléaire constitue un axe principal dans l'industrie nucléaire.

Ce travail est dédié à l'implémentation des études probabilistes de sûreté (1 et 2) d'un réacteur nucléaire modèle d'une puissance nominale de 3 MW

Le mémoire est composé en deux parties principales : une partie théorique, traitant les concepts généraux de la sûreté nucléaire et une mise en contexte. Une deuxième partie dédiée à l'implémentation des Etudes Probabilistes de Sûreté (EPS) : niveau 1 et 2.

**Mots clés :** Sûreté, EPS, fiabilité, AdD, AdE, dispersion atmosphérique.

# Table des matières

**LISTE DES FIGURES**

**LISTE DES TABLEAUX**

**LISTE DES ABREVIATIONS**

<b>INTRODUCTION GÉNÉRALE</b>	<b>18</b>
<b>1 PRÉSENTATION DU SITE ET MISE EN CONTEXTE</b>	<b>20</b>
1.1 PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT D'UN RÉACTEUR DE RECHERCHE	21
1.2 PRÉSENTATION DE LA CONCEPTION DE BASE D'UN RÉACTEUR DE RECHERCHE . . . . .	23
1.2.1 Cuve principale du réacteur . . . . .	23
1.2.2 Système de refroidissement . . . . .	24
1.2.3 Système de ventilation . . . . .	25
1.2.4 Système d'instrumentation du réacteur NUR . . . . .	26
1.3 PROBLÉMATIQUE . . . . .	27
1.4 MÉTHODOLOGIE DU TRAVAIL . . . . .	27
<b>2 LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE PAR LES ÉTUDES PROBABILISTES (EPS)</b>	<b>30</b>
2.1 CONCEPTS GÉNÉRAUX LIÉS À LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE . . . . .	31
2.1.1 Définition de la sûreté nucléaire . . . . .	31
2.1.2 Interaction des concepts de Sûreté et de sécurité nucléaire . . . . .	31
2.1.3 Principes de sûreté nucléaire . . . . .	32
2.1.4 Fonctions de sûreté nucléaire . . . . .	33
2.2 CONCEPT DE DÉFENSE EN PROFONDEUR . . . . .	33



---

2.2.1	Objectif de la défense en profondeur . . . . .	33
2.2.2	Structure de défense en profondeur . . . . .	34
2.3	MÉTHODES D'ANALYSE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE . . . . .	35
2.3.1	Approche déterministe . . . . .	36
2.3.2	Approche probabiliste . . . . .	36
2.4	ETUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ (EPS) . . . . .	38
2.4.1	Bref historique sur les EPS . . . . .	38
2.4.2	Définition de l'EPS . . . . .	39
2.5	ETUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ DE NIVEAU 1 (EPS1) . . . . .	40
2.5.1	Identification des évènements initiateurs . . . . .	41
2.5.2	Construction des séquences accidentelles . . . . .	41
2.5.3	Analyse des missions et défaillances des systèmes . . . . .	42
2.5.4	Modélisation des défaillances . . . . .	42
2.5.5	Quantification des séquences accidentelles . . . . .	42
2.5.6	Analyse des résultats . . . . .	43
2.6	ETUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ DE NIVEAU 2 (EPS2) . . . . .	43
2.7	ETUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ DE NIVEAU 3 (EPS3) . . . . .	44
2.8	CRITERES D'ACCEPTABILITÉ D'UN NIVEAU DE SÛRETÉ . . . . .	45
2.9	APPORT DES EPS . . . . .	46
2.10	LIMITES DES EPS . . . . .	46
2.11	COMPARAISON ENTRE UNE INSTALLATION NUCLÉAIRE ET UNE INSTALLATION CLASSÉE . . . . .	47
<b>3</b>	<b>FIABILITÉ DES SYSTEMES DANS L'IMPLÉMENTATION DES EPS</b> . . . . .	<b>49</b>
3.1	FIABILITÉ DES SYSTEMES . . . . .	50
3.1.1	Définitions . . . . .	50
3.1.2	Fonction de fiabilité $R(t)$ – Fonction de défaillance $F(t)$ . . . . .	51
3.1.3	Indicateurs de fiabilité . . . . .	51
3.1.4	Fiabilité des systèmes constitués de plusieurs composants . . . . .	52
3.1.5	Lois de fiabilité . . . . .	53
3.2	OUTILS DE DEVELOPPEMENT DES EPS . . . . .	55

---

3.2.1	Analyse des Modes de Défaillance et de leurs Effets (AMDE) . . . . .	55
3.2.2	Méthode d'analyse par arbre de défaillance (AdD) . . . . .	56
3.2.3	Arbre d'évènements (AdE) . . . . .	57
<b>4</b>	<b>IMPLÉMENTATION D'UNE EPS DANS UN RÉACTEUR NUCLEAIRE DE RECHERCHE</b>	<b>60</b>
4.1	ÉTUDE DÉTAILLÉE DES SYSTEMES DE RÉACTEUR NUCLÉAIRE DU RECHERCHE NUR . . . . .	61
4.2	CHOIX DES ÉVENEMENTS INITIATEURS . . . . .	61
4.3	QUANTIFICATION DES ÉVENEMENTS INITIATEURS . . . . .	62
4.3.1	La perte de réfrigérant (LOCA) . . . . .	62
4.3.2	La perte de débit LOFA . . . . .	67
4.3.3	La perte de source froide du secondaire (LOHS) . . . . .	70
4.4	ANALYSE DES SYSTEMES DE SÛRETÉ . . . . .	75
4.4.1	Système de confinement (SCMV) : . . . . .	75
4.4.2	Système d'arrêt d'urgence (RPS) . . . . .	76
4.4.3	Système de refroidissement d'urgence du cœur (STC) . . . . .	78
4.4.4	Système de refroidissement à long terme du cœur (FV) . . . . .	78
4.4.5	Système des brises siphons (SB) . . . . .	79
4.5	ANALYSE DES MODES DE DÉFAILLANCE DES SYSTEMES DE SÛRETÉ	80
4.6	MODÉLISATION DES DÉFAILLANCES DES SYSTEMES DE SÛRETÉ .	80
4.6.1	Système de confinement (SCMV) . . . . .	80
4.6.2	Système d'arrêt d'urgence (RPS) . . . . .	83
4.6.3	Système de refroidissement d'urgence à long terme (FV) . . . . .	88
4.6.4	Système de refroidissement forcé d'urgence à court terme (STC) . . .	89
4.6.5	Système des brises siphons (SB) . . . . .	91
4.7	CONSTRUCTION ET QUATIFICATION DES ARBRES D'ÉVENEMENTS	93
4.7.1	Evènement initiateur perte de réfrigérant (LOCA) . . . . .	93
4.7.2	Accident de perte de débit dans le circuit primaire (LOFA) . . . . .	96
4.7.3	Défaillance du dissipateur thermique (LOHS) . . . . .	96
4.8	ANALYSE DES RÉSULTATS . . . . .	99

---

4.8.1	Analyse des évènements initiateurs . . . . .	99
4.8.2	Analyse des séquences accidentelles . . . . .	103
<b>5</b>	<b>MODÉLISATION DE LA DISPERSION ATMOSPHERIQUE DES MATIERES RADIOACTIVES</b>	<b>108</b>
5.1	MODELES DE LA DISPERSION ATMOSPHERIQUE . . . . .	109
5.2	MODELE GAUSSIEN DE LA DIPERSION ATMOSPHERIQUE . . . . .	109
5.2.1	Méthodes de résolution du modèle Gaussien . . . . .	111
5.2.2	Calcul des écarts types . . . . .	112
5.3	PHENOMENOLOGIE DE LA FUSION DU CŒUR . . . . .	113
5.4	CARACTÉRISTIQUES NUCLÉAIRE DU CÉSIUM 137 . . . . .	114
5.4.1	Caractéristiques nucléaires du $Cs_{137}$ . . . . .	114
5.4.2	Atteinte de l'homme . . . . .	114
5.4.3	Limites des doses efficaces . . . . .	115
5.5	MODÉLISATION DE LA DIPERSION ATMOSPHERIQUE DU $Cs_{137}$ . . . . .	116
5.5.1	Choix du scénario . . . . .	116
5.5.2	Modèle choisi pour la dispersion . . . . .	116
5.5.3	Conditions météorologiques du site . . . . .	116
5.5.4	Calculs des écarts types $\sigma_y$ et $\sigma_z$ . . . . .	117
5.5.5	Données sur le rejet . . . . .	117
5.5.6	Modélisation à l'aide du logiciel MATLAB . . . . .	119
5.5.7	Interprétations générale . . . . .	123
<b>6</b>	<b>RECOMMANDATIONS TECHNIQUES</b>	<b>125</b>
6.1	CONCEPT DE SYSTEMES INSTRUMENTES DE SECURITE (SIS) . . . . .	126
6.1.1	Définition d'un SIS . . . . .	126
6.1.2	Constitution élémentaire d'un SIS . . . . .	126
6.1.3	Architecture d'un SIS . . . . .	127
6.1.4	Mode de fonctionnement . . . . .	128
6.1.5	Fiabilité d'un SIS . . . . .	128
6.2	PRESENTATION DU SIS PROPOSE . . . . .	131

---

6.3	SIMULATION DU SYSTEME . . . . .	132
6.3.1	Simulation de la cuve du réacteur et de la pompe d'injection . . . . .	132
6.3.2	Simulation des capteurs de niveau . . . . .	135
6.3.3	Simulations de l'unité logique . . . . .	136
6.3.4	Simulation de l'électrovanne . . . . .	137
6.4	ÉTUDE DE FIABILITE Du SIS . . . . .	138
	<b>CONCLUSION GÉNÉRALE</b>	<b>142</b>
	<b>RÉFÉRENCES BIBLIOGRAPHIQUES</b>	<b>144</b>
	<b>ANNEXES</b>	<b>147</b>

---

# Table des figures

1.1	Illustration de la réaction en chaîne . . . . .	22
1.2	Schématisation du système de refroidissement . . . . .	25
1.3	Démarche d'implémentation des EPS au niveau d'un réacteur nucléaire modèle . . . . .	28
2.1	Articulation des niveaux de la défense en profondeur . . . . .	35
2.2	Niveaux des Étude Probabiliste de Sûreté . . . . .	39
2.3	Étapes de déroulement d'une EPS de niveau 1 [5] . . . . .	40
2.4	Structure générale d'une EPS1 [4] . . . . .	43
2.5	Etapas des EPS de niveaux 2 et 3 . . . . .	45
2.6	Critère d'acceptabilité de la sûreté d'une installation nucléaire . . . . .	46
3.1	Fonction de défaillance . . . . .	51
3.2	Fonctions associées . . . . .	52
3.3	Composants montés en série . . . . .	53
3.4	Composants montés en parallèle . . . . .	53
3.5	Symboles utilisés par la représentation graphique des évènements de l'Add . . . . .	56
3.6	Démarche pour l'élaboration d'un arbre des défaillances . . . . .	57
3.7	Exemple d'architecture d'un arbre d'évènements . . . . .	58
3.8	Démarche de réalisation de l'Arbre d'Evènements . . . . .	59
4.1	Arbre de défaillances de l'évènement initiateur LOCA . . . . .	63
4.2	Arbre de défaillance de l'évènement initiateur LOFA . . . . .	69
4.3	Arbre de défaillance de l'évènement initiateur LOHS . . . . .	73

4.4	Schéma simplifié d'un volant moteur . . . . .	78
4.5	Schéma simplifié des brises siphons . . . . .	79
4.6	Arbre de défaillances du système de confinement . . . . .	82
4.7	Arbre de défaillances du système RPS en cas de LOCA . . . . .	84
4.8	Arbre de défaillances du système RPS en cas de LOFA . . . . .	85
4.9	Arbre de défaillances du système RPS en cas de LOHS . . . . .	86
4.10	Arbre de défaillances du système de convection naturelle . . . . .	89
4.11	Arbre de défaillances du système de refroidissement à court terme (STC) en cas de LOCA et LOHS . . . . .	90
4.12	Transfert de l'Arbre de défaillances de la pompe . . . . .	90
4.13	Arbre de défaillances du système de convection naturelle . . . . .	92
4.14	Arbre d'évènements pour LOCA . . . . .	94
4.15	Arbre d'évènements pour LOFA . . . . .	97
4.16	Arbre d'évènements pour LOHS . . . . .	98
4.17	Diagramme de contribution des coupes minimale dans le LOCA . . . . .	100
4.18	Diagramme PARETO des contributions dans LOCA . . . . .	101
4.19	Diagramme de contribution des coupes minimales dans le LOFA . . . . .	102
4.20	Diagramme PARETO des contributions dans LOFA . . . . .	102
4.21	Diagramme de contribution des coupes minimales dans le LOHS . . . . .	103
4.22	Diagramme PARETO des contributions dans LOHS . . . . .	103
4.23	Contribution des chemins critiques dans la conséquence de l'endommagement partiel du cœur. . . . .	105
5.1	Répartition de la concentration des polluants dans l'atmosphère (modèle Gaussien) . . . . .	110
5.2	Scénario conduisant à la dispersion atmosphérique . . . . .	116
5.3	Rosée du vent dans la wilaya d'Alger du 12 -04-2017 au 12-05-2017 (www.meteoblue.com) . . . . .	117
5.4	Evaluation de la concentration dans le plan (x,y) à une hauteur de 16 m . . . . .	119
5.5	Concentration de $C_{S_{137}}$ dans le sens du vent à Z=0 m . . . . .	120
5.6	Contours des seuils d'irradiation . . . . .	122

---

5.7	Critère d'acceptabilité de la sûreté de réacteur nucléaire . . . . .	123
6.1	Système instrumentée de sécurité . . . . .	126
6.2	Architecture du SIS proposé . . . . .	132
6.3	Schématisation de l'emplacement du SIS. . . . .	132
6.4	Schématisation simple de la cuve du réacteur. . . . .	133
6.5	Schéma par block de fonction de transfert de la cuve de réacteur .	134
6.6	Simulations des capteurs de niveau . . . . .	135
6.7	Simulation de l'unité logique . . . . .	136
6.8	Simulation de l'électrovanne . . . . .	137
6.9	Simulation par le logiciel MATLAB du système instrumenté proposé	137
6.10	Résultat de la simulation du SIS proposé . . . . .	138

---

# Liste des tableaux

2.1	Comparaison des approches déterministes et probabilistes [6] . . .	37
2.2	Comparaison entre installation classée et installation nucléaire . .	48
4.1	Analyse de défense en profondeur des évènements de bases d'un (LOCA). . . . .	64
4.2	Modes et taux de défaillance des systèmes considérés pour le LOCA	65
4.3	Probabilités de défaillance des évènements de base intervenant dans LOCA . . . . .	67
4.4	Analyse de défense en profondeur des évènements de base d'un (LOFA). . . . .	68
4.5	Modes et taux de défaillance des systèmes considérés pour le LOFA	70
4.6	Probabilités de défaillance des évènements de base intervenant dans LOFA . . . . .	71
4.7	Analyse de défense en profondeur des évènements de bases d'un (LOHS) . . . . .	72
4.8	Modes et taux de défaillance des systèmes considérés pour le LOHS	74
4.9	Probabilités de défaillance des évènements de base intervenant dans LOHS . . . . .	75
4.10	Modes et taux de défaillance des composantes du SCMV . . . . .	81
4.11	Probabilités de défaillance des évènements de base intervenant dans la défaillance du SCMV . . . . .	83
4.12	Modes et taux de défaillance des systèmes considérés pour le RPS	87
4.13	Probabilité de défaillance du RPS . . . . .	88
4.14	Modes et taux de défaillance des systèmes considérés pour le STC	91
4.15	Probabilité de défaillance de refroidissement à court terme (STC) .	91



---

4.16	Liste des coupes minimales contribuant dans le LOCA . . . . .	99
4.17	Liste de coupes minimale contribuant dans le LOFA . . . . .	100
4.18	Liste de coupes minimales contribuant dans le LOHS . . . . .	101
4.19	Contribution des chemins critiques dans la conséquence Endom- agement partiel du cœur . . . . .	105
4.20	Fréquences annuelles des conséquences . . . . .	107
5.1	Coefficients pour le calcul de $\sigma_y$ . . . . .	112
5.2	Coefficients pour le calcul de $\sigma_z$ . . . . .	113
5.3	Caractéristiques de $C_{S137}$ . . . . .	114
5.4	Coefficients de dose efficace par type d'exposition . . . . .	115
5.5	Limites des doses efficaces selon la loi belge . . . . .	115
5.6	Seuils des effets d'irradiation globale . . . . .	121
5.7	Signes cliniques des cibles irradiées . . . . .	122
6.1	Niveaux d'intégrité de sécurité selon la norme CEI 61508 . . . . .	129
6.2	Données de fiabilité utilisées pour calculer la $PFD_{avg}$ . . . . .	130
6.3	Données de fiabilité utilisées pour calculer la $PFD_{avg}$ . . . . .	131
6.4	Paramètres liés à la cuve du réacteur . . . . .	135
6.5	Données de fiabilité de SIS proposé . . . . .	139
6.6	Pourcentage de défaillances des causes communes non détectées. . . . .	139
6.7	Taux de couverture des diagnostique de notre SIS. . . . .	139
6.8	Caractéristiques des capteurs . . . . .	140
6.9	Caractéristiques de l'unité logique . . . . .	140
6.10	Caractéristiques de l'électrovanne . . . . .	140
6.11	Résumé des résultats de l'étude technique du SIS . . . . .	141

---

# LISTE DES ABBREVIATIONS

- **ADD** : Arbre De Défaillances.
- **ADE** : Arbre d'Evènements.
- **AIEA** : Agence Internationale d'Énergie Atomique.
- **ATWS** : Anticipated Transient Without Scram (transitoire prévu non subit de SCRAM ).
- **AMDE** : Analyse des Modes de Défaillances et de leurs Effets.
- **CC** : Chemins Critiques.
- **CEI** : Commission Electrotechnique Internationale
- **CRND** : Centre de Recherche Nucléaire de Draria
- **DL50** : Dose Létale médiane.
- **DOE** : Department of Energy's.
- **DC** : Diagnostic Coverture.
- **EB** : Evènements de Base.
- **EDI** : Etat Dégradé de l'Installation.
- **EI** : Evènement Initiateur.
- **EPS** : Etude Probabiliste de Sûreté.
- **EPS1** : Etude Probabiliste de Sûreté de niveau 1.
- **EPS2** : Etude Probabiliste de Sûreté de niveau 2.
- **EPS3** : Etude Probabiliste de Sûreté de niveau 3.
- **EPRI** : Electric Power Research Institute.
- **ER** : Evènement Redouté.
- **FV** : Flap Valve (convection naturelle)
- **INES** : International Nuclear Event Scale.
- **INVAP** : International Aerospace Congress of Paraguay.
- **LOCA** : Loss Of Coolant Accident (accident de perte de refrigerant )
- **LOFA** : Loss of Flow Accident( accident de perte de debit)
- **LOHS** : Loss Of Heat Second ( accident de perte de source froid)
- **MooN** : M out of N (M parmi N).
- **MTBF** : Mean Time Between Failure (moyenne de temps de bon fonctionnement)
- **MTR** : Material Testing Reactor.

- **MTTR** : Mean Time To Restoration (moyenne de temps de réparation)
  - **NRC** : Nuclear Regulatory Commission.
  - **NUCREG** : NUClear REGulatory.
  - **NUREEG/CR** : NUClear REGulatory (Commission Régulation).
  - **OECD** : Organisation for Economic Co-operation and Development.
  - **PFDavg** : Probability of Failure on Demand (Probabilités de défaillance à la demande).
  - **PFH** : Probability of Failure per Hour (Probabilité de défaillance par heure).
  - **PID** : Proportionnel, Intégrateur et Dérivateur.
  - **PRA** : Probabilistic Risk Assessment (Evaluation probabiliste des risques)
  - **RPS** : Reactor Protection System (Système d'arrêt d'urgence).
  - **SB** : Siphons Breezes (Brises siphons).
  - **SCMV** : Système de Confinement.
  - **SCRAM** : Safety Control Rods Actuator Mechanism (Arrêt d'urgence du réacteur).
  - **SIF** : Safety Instrumented Function (Fonction Instrumentée de Sécurité).
  - **SIL** : Safety Integrity Level (Niveau d'intégrité de sécurité).
  - **SIS** : Safety Instrumented Systems (système Instrumenté de sécurité)
  - **STC** : Short-Term Cooling system (Système de refroidissement à court terme).
  - **TI** : Test Intervalle (Intervalle test périodique).
  - **TMI** : Centrale nucléaire de Three Mile Island.
  - **TM** : Temps de Mission.
  - **USAEC** : United States Atomic Energy Commission.
-

# INTRODUCTION GÉNÉRALE

L'industrie nucléaire est très réglementée et remarquablement sûre. Mais la gravité des accidents lorsqu'ils se produisent, leur impact et leurs répercussions sur les opinions publiques font qu'elle ne peut se permettre aucun dysfonctionnement grave. Les incidents et les accidents dans le domaine nucléaire sont classés selon l'échelle internationale INES (International Nuclear Event Scale) en 07 niveaux, allant de l'anomalie jusqu'à un accident majeur.

Une étude, en 2010, a conclu qu'il y a eu 99 accidents de centrales nucléaires enregistrés entre 1952 et 2009. Dans l'histoire des accidents nucléaires Tchernobyl (1986) et Fukushima (2011) ont été les plus sévères et classés comme des accidents majeurs de niveau 7. Au sujet de ces grandes catastrophes, les autorités de sûreté nucléaire déploient beaucoup d'efforts pour assurer la sûreté des installations nucléaires, d'éviter les accidents et limiter leurs conséquences dommageables sur l'homme, les biens et l'environnement.

En effet, les réacteurs nucléaires de puissance ou de recherche obéissent désormais à des règles claires et strictes en matière de sûreté et de sécurité. Ces règles sont élaborées et recommandées par des organismes internationaux dans le domaine de l'énergie nucléaire tel que : l'AIEA, la NRC et l'OCDE.

La sûreté nucléaire est constituée d'un ensemble de dispositions techniques et d'organisations prises à tous les stades de la vie d'une installation (conception, construction et mise en service, exploitation, arrêt définitif et démantèlement) pour protéger les travailleurs, le public et l'environnement contre les effets des substances radioactives . Il s'agit :

- D'assurer le fonctionnement normal des installations sans exposition excessive des travailleurs et sans rejets excessifs de radioactivité dans les effluents radioactifs ;
- De prévenir les incidents et les accidents ;
- De limiter les conséquences des incidents et des accidents qui surviendraient malgré les dispositions de prévention mises en œuvre.

De ce contexte, et afin d'analyser les risques au niveau de l'installation nucléaire, on fait appel aux études probabilistes (EPS). L'objectif est d'évaluer le niveau de sûreté de l'installation, d'examiner la fiabilité des systèmes de sûreté existants dans l'installation et destinés à empêcher l'évènement de fusion du cœur de se produire, et de proposer des

recommandations et des solutions techniques visant à atteindre un niveau satisfaisant sûreté.

Les études probabilistes de sûreté (EPS) permettent de déterminer les séquences d'évènements conduisant à l'évènement majeur[1], et détermine ensuite la probabilité que cet évènement survienne. Les EPS sont le principal moyen utilisé dans le domaine nucléaire pour évaluer et améliorer la sûreté des installations nucléaires, elles fournissent une méthode d'évaluation des risques, fondée sur une investigation systématique des scénarios accidentels, permettant d'apprécier les risques liés aux installations nucléaires en termes de fréquence des évènements redoutés et de leurs conséquences.

Toute installation subissant un changement dans sa conception ou ses conditions de fonctionnement nécessite une réévaluation des risques que peut générer cette dernière. Dans ce contexte, la problématique qui se dérive est la suivante : la conception initiale d'une installation (un réacteur nucléaire) peut-elle supporter un changement des conditions de fonctionnement qui est dans notre cas l'augmentation de la puissance du fonctionnement du réacteur.

Ce présent travail est dédié à l'implémentation des études probabilistes de sûreté EPS (niveaux 1 et 2) pour un réacteur nucléaire modèle d'une puissance nominale de 3 MW.

Afin d'atteindre notre objectif, nous présentons notre travail en 6 chapitres :

- Un premier chapitre dédié à la présentation du Centre de Recherche Nucléaire de Draria, le fonctionnement du réacteur et une mise en contexte de l'étude ;
- Le deuxième chapitre introduit la notion de la sûreté nucléaire et les études probabilistes de sûreté (EPS) ;
- Le troisième chapitre présente les notions de la fiabilité, ainsi que les différentes lois et méthodes appliquées dans les études fiabilistes des systèmes ;
- Le quatrième chapitre est consacré à l'implémentation d'une étude probabiliste de sûreté du niveau 1, pour un réacteur modèle de 3 MW ;
- Dans le cinquième chapitre, nous allons introduire des notions sur la dispersion atmosphérique, en l'appliquant sur le cas des rejets radioactifs résultants d'un accident dans le Centre ;
- Un dernier chapitre est dédié aux propositions techniques visant l'amélioration de la situation du Centre ;
- L'étude s'achève par une conclusion générale.

# Chapitre 1

## PRÉSENTATION DU SITE ET MISE EN CONTEXTE

# PRÉSENTATION DU SITE ET MISE EN CONTEXTE

Ces 60 dernières années, différents types de réacteurs nucléaires ont été développés. Ces réacteurs peuvent être classés en deux catégories : les réacteurs de recherche, afin de produire des neutrons et des radio-isotopes et les réacteurs de puissances, afin de produire de l'énergie pour une multitude d'applications : électricité, chaleur de processus (pour le dessalement par exemple). Cette technologie nucléaire, évolue en mode de fonctionnement normal ou sous des modes de fonctionnement anormaux (maîtrise des situation accidentelles) ; pour ces derniers il existe un risque majeur et grave de dispersion des produits radioactifs dangereux pour les individus et l'environnement. Le Centre de Recherches Nucléaires de Draria (CRND) est une entité opérationnelle des études et de recherches chargée de la réalisation des programmes du développement dans le domaine de l'énergie et des techniques nucléaires. Parmi ses missions :

- la physique radiologique ;
- la sûreté nucléaire ;
- les déchets radioactifs ;
- la radioprotection.

La conception du réacteur de recherche nucléaire NUR qui s'inscrit dans cette politique est la base de notre travail. Ce chapitre traitera la description général de cette installation nucléaire . ensuite, il abordera la problématique de notre étude ainsi que la démarche suivie pour atteindre les objectifs fixés pour cette étude.

## 1.1 PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT D'UN RÉACTEUR DE RECHERCHE

Un réacteur de recherche à eau légère dans sa conception de base comprend principalement :

- Un cœur où se déroule la réaction de fission nucléaire
- Différents capteurs de températures, de pression, de rayonnements, ...
- Des mécanismes de barres de commande pour le contrôle de la réaction en chaîne
- Une cuve métallique pleine d'eau déminéralisée qui abrite le cœur,
- Un système de refroidissement du cœur
- Un système de ventilation pour le confinement des rejets radioactifs en cas d'accident
- Un système d'instrumentation pour le contrôle et la protection du réacteur.

Le cœur du réacteur contient des éléments combustibles constitués à base d'uranium 235. Le noyau de cet élément lourd, instable se fissionne en des noyaux plus légers quand il est ciblé

par un neutron d'une source externe. Le résultat d'une telle réaction produit deux éléments radioactifs plus légers et libère deux à cinq autres neutrons libres qui vont eux aussi permettre de fissionner d'autres noyaux présent de l'Uranium 235. Ce processus dégage énormément d'énergie sous forme de chaleur et de rayonnement électromagnétique intense. Les nouveaux noyaux issus de la division sont appelés produits de fission. Ils présentent généralement un excès de neutrons, et tendent à être radioactifs. Les produits de fission possèdent globalement une énergie de liaison plus importante par nucléon que les noyaux initiaux lourds et donc sont plus stables.

La réaction en chaîne (figure 1.1) est entretenue selon le principe suivant : en entourant le matériau fissile d'un réflecteur de neutrons pour favoriser la fission, ceci diminue la quantité nécessaire au déclenchement de la réaction ; en revanche, la présence d'un absorbeur de neutrons conduit à l'effet contraire.

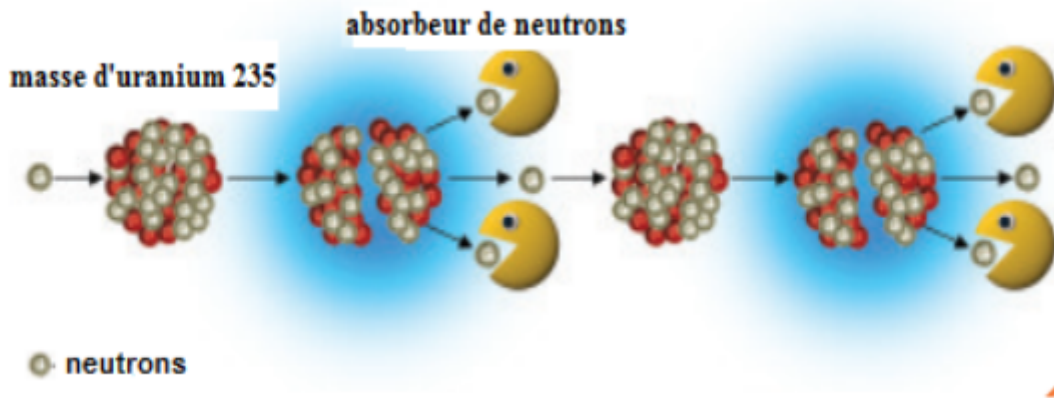


FIGURE 1.1 – Illustration de la réaction en chaîne

Le pilotage d'un réacteur nucléaire repose sur le maintien d'une masse critique de combustible nucléaire au cœur du réacteur. Pour permettre un meilleur rendement du réacteur, on effectue une thermalisation des neutrons à l'aide d'un modérateur en graphite. Et pour évacuer l'énergie thermique produite par la réaction en chaîne, on utilise l'eau légère comme un caloporteur. Pour que la réaction en chaîne ne s'amplifie pas indéfiniment, elle doit être contrôlée. Pour cela, on utilise un matériau absorbant les neutrons (le cadmium, l'indium et l'argent). À partir de compositions chimiques de ces éléments, on fabrique des barres de contrôle du réacteur nucléaire. Le réacteur peut être contrôlé par l'introduction ou le retrait de ces barres dans le cœur.



## 1.2 PRÉSENTATION DE LA CONCEPTION DE BASE D'UN RÉACTEUR DE RECHERCHE

Le réacteur de recherche nucléaire NUR qui a servi comme conception de base pour notre modèle de réacteur objet de l'étude est un réacteur nucléaire type MTR, à eau légère et de puissance de 1MW. Ce réacteur nucléaire a été conçu pour une multitude d'applications scientifiques à savoir : La neutronographie, la recherche en physique des réacteurs et génie nucléaire, la diffusion neutronique, le contrôle des matériaux, l'analyse par activation, ... Le réacteur NUR est doté d'une grande flexibilité expérimentale et a une puissance nominale de 1MWth. Le flux neutronique thermique atteint la magnitude de  $10^{13}n.cm^2.s^{-1}$  [1]. Le réacteur NUR est un réacteur ouvert de type piscine ouverte et il est constitué essentiellement des systèmes suivants :

### 1.2.1 Cuve principale du réacteur

La cuve du réacteur est une cuve cylindrique, verticale, ouverte avec un fond plat son diamètre est de 3 m et sa hauteur de 9.7 m. Elle est construite en acier inoxydable. Au fond de la cuve, on trouve les composants ainsi que les structures support des composants internes suivant [2] :

#### Cœur du réacteur

Le cœur est composé de 12 éléments combustibles normaux de type MTR (Material Testing Reactor) et de 05 éléments combustibles de contrôle de même type. Le combustible est sous forme de plaque d'oxyde d'uranium  $U_3O_8$  dans une matrice d'aluminium enrichi à 19,7% en U235. Le cœur est monté sur une grille support en acier inoxydable de 8x10 positions pour la mise en place des éléments du cœur appelée configuration. Sur cette grille, sont montés aussi, les éléments de combustibles de contrôle avec leur barres associées, les éléments réflecteurs de graphite, les glissières de déplacement de chambres à fission, la source de neutrons, les chambres d'ionisation, les canaux d'irradiation et les bouchons.

#### Diffuseur d'entrée du réfrigérant dans la cuve du réacteur

Le diffuseur d'entrée du réfrigérant est une tuyauterie placée au fond du réservoir munie de petit orifices permettant une distribution régulière du flux du réfrigérant.

## Siphon d'entrée du réfrigérant du cœur

Le siphon d'entrée du réfrigérant est une tuyauterie en forme de U qui s'élève à 5,4m au-dessus du cœur et permet d'éviter la vidange du réservoir en cas d'une fuite du réfrigérant.

## Pont des mécanismes

Le pont des mécanismes supporte les mécanismes de commande des barres de contrôle de la réactivité (5 barres absorbantes de neutrons) et les mécanismes de commandes des chambres à fission. Les bras supports situés sur ce pont assurent la verticalité des barres de contrôles et leur mouvement ascendant/descendant selon la nécessité de fonctionnement du réacteur ainsi que le réglage de leur position par rapport aux éléments combustibles de contrôle. En cas d'anomalie, la chute de ces barres sous l'effet de la gravité, stoppe instantanément la réaction en chaîne permettant l'arrêt d'urgence du réacteur (SCRAM).

### 1.2.2 Système de refroidissement

Le système de refroidissement consiste à extraire la chaleur produite pendant le processus de fission dans le cœur quelques soient les conditions, en mode opération ou d'accident. Le système de refroidissement du cœur est composé de deux boucles indépendantes de refroidissement à savoir :

**Système de refroidissement primaire :** la fonction de cette boucle primaire, est d'extraire la chaleur générée dans le cœur et de la transférer au circuit secondaire de refroidissement au moyen d'un échangeur de chaleur, avec un débit de  $220 \text{ m}^3.h^{-1}$ . Avant l'arrivée à la pompe de refoulement, l'eau demeure un certain temps dans un bac approprié afin d'obtenir la désactivation de Nitrogène (N16). Le processus d'extraction de la chaleur est réalisé par une eau déminéralisée qui joue le rôle de réfrigérant, de modérateur et de blindage. La puissance maximale à dissiper est de 01 MWth. Le circuit de cette boucle est composé des éléments suivants [2] :

- Cuve de réacteur
- Siphon de sortie du cœur
- Réservoir de décroissance
- Pompe primaire
- Échangeur de chaleur
- Entrée de réfrigérant
- Vannes, tuyauteries et accessoires

**Système de refroidissement secondaire** : la fonction de cette boucle est de transférer la chaleur du circuit primaire récupérée par le bas de l'échangeur de chaleur vers la tour de refroidissement se trouvant à l'extérieur du bâtiment réacteur. Le système secondaire est constitué des composants suivants :

- Pompe secondaire
- Tours de refroidissement
- Vannes, tuyauteries et accessoires

La figure 1.2 représente une schématisation simplifié du système de refroidissement.

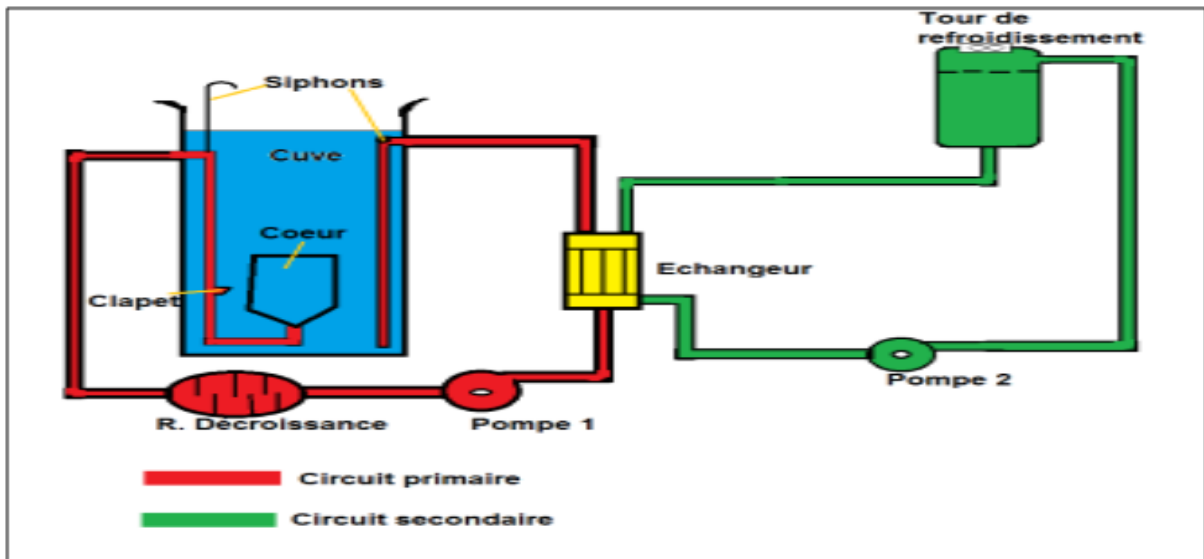


FIGURE 1.2 – Schématisation du système de refroidissement

### 1.2.3 Système de ventilation

Le système de ventilation du hall du réacteur assure les fonctions suivantes :

- Renouvellement du volume d'air de l'enceinte du réacteur pour le confort.
- Le confinement des produits radioactifs par la dépression de l'enceinte du réacteur d'environ 15 mm de colonne d'eau par rapport à la pression atmosphérique.
- Le traitement de l'air contaminé de l'enceinte réacteur en cas d'urgence par le passage à travers les filtres associés.

Pour assurer ces fonctions le système dispose des trois sous-systèmes suivants :

#### Système d'injection

Il a le rôle d'introduire l'air de l'extérieur vers l'enceinte du réacteur au moyen d'un ventilateur centrifuge. Le débit d'air moyen est de l'ordre de  $6000 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ , avant le passage

de l'air à l'intérieur du hall. Ce dernier est conditionné (pré filtration et climatisation) au moyen de pré filtres et d'échangeur chaud et froid.

### **Système d'extraction**

Il rejette l'air du hall du réacteur vers l'atmosphère à travers une cheminé au moyen de deux ventilateurs centrifuges fonctionnant en redondance.

### **Système de recirculation**

Il assure la recirculation de l'air confiné dans le hall du réacteur à travers une boucle fermé au moyen de deux ventilateurs fonctionnant en redondance. Un système de climatisation permet le contrôle de la température de l'enceinte du réacteur pour le confort du personnel.

## **1.2.4 Système d'instrumentation du réacteur NUR**

Le réacteur NUR a été doté d'un système d'instrumentation pour la surveillance des paramètres de fonctionnement en vue du contrôle et de la protection du réacteur à l'arrêt ou à différents paliers de puissance jusqu'à la puissance nominale de 01MW [1]. Ce système est conçu selon une structure modulaire où on distingue quatre types d'instrumentation :

- Instrumentation de mesure et de contrôle neutronique :
- Instrumentation conventionnelle : pour mesurer le monitoring du paramètre thermo hydraulique température, pression, débit, niveau, puissance.
- Instrumentation de mesure et de contrôle radiologique : comporte quatre types de moniteurs radiologiques à savoir : les moniteurs de zone qui permettent la mesure du débit d'expositions aux endroits les plus sensibles de l'installation, les moniteurs d'effluents gazeux qui permettent la mesure des concentrations de matières radioactives dans les zones de travail, le moniteur de rupture de gain de combustible et le moniteur de rupture de l'échangeur.
- Instrumentation logique de sécurité et de protection : elle est répartie en système de prévention et de sécurité. Le système de prévention comprend toutes les conditions qui doivent forcément être remplies avant le démarrage du réacteur et être maintenues pendant son opération. Le système de sécurité concerne l'ensemble de la logique qui donne lieu à la chute simultanée des barres de contrôle en cas d'absence de l'une des conditions de sécurité (logique de SCRAM).

Chaque type d'instrumentation est organisé en un groupe de chaînes spécialisées disposées en salle de contrôle sur 05 armoires où sont regroupées par ailleurs, toutes les indications, les alarmes ainsi que les commandes nécessaires à l'exploitation du réacteur.

## 1.3 PROBLÉMATIQUE

L'évènement majeur qui peut survenir dans un premier stade, au niveau d'une installation nucléaire est « **la fusion du cœur du réacteur** ». Cet évènement peut se produire suite à une séquence d'évènements, ces évènements sont initiés par un dysfonctionnement, une défaillance et même par un phénomène naturel. Les questions qui dérivent de cette problématique sont :

- Comment la fusion du cœur peut arriver, et quelles sont les barrières qui peuvent empêcher cet évènement ?
- Comment évaluer la probabilité de fusion du cœur ?
- Les systèmes de sûretés existants sont-ils fiables et suffisent-ils pour réduire le risque ?
- Dans le cas de fusion du cœur, quelles seront les conséquences et les effets sur l'environnement ?

## 1.4 MÉTHODOLOGIE DU TRAVAIL

La démarche proposée dans notre travail étant l'évaluation probabiliste d'un réacteur nucléaire de recherche de type eau légère et de moyenne puissance égale à 03 MW, ayant la même conception de base que le réacteur NUR de puissance 01 MW de Centre de Recherche Nucléaire de Draria (W. d'Alger), retrace la même thématique universelle et standard conduite dans ce domaine (AIEA,...). Il s'agit, principalement, de l'accomplissement des tâches suivantes :

- Identification et évaluation des événements initiateurs,
- Elaboration des données de fiabilité des matériels ;
- Réalisation de l'analyse fonctionnelle (ou de fonctionnement) en vue de l'étude de scénarios accidentels et de l'étude des systèmes ;
- Réalisation des études de fiabilité des systèmes ou fonctions ;
- Développement des arbres de défaillances des systèmes et équipements concernés de l'installation ;
- Quantification en vue de l'évaluation de la probabilité de fusion du cœur du réacteur ;
- Analyse des résultats ;
- Modélisation de la dispersion atmosphérique des matières radioactives (Césium 137) ;
- Proposition de recommandations technique.

Cette démarche est détaillée dans la figure 1.3.

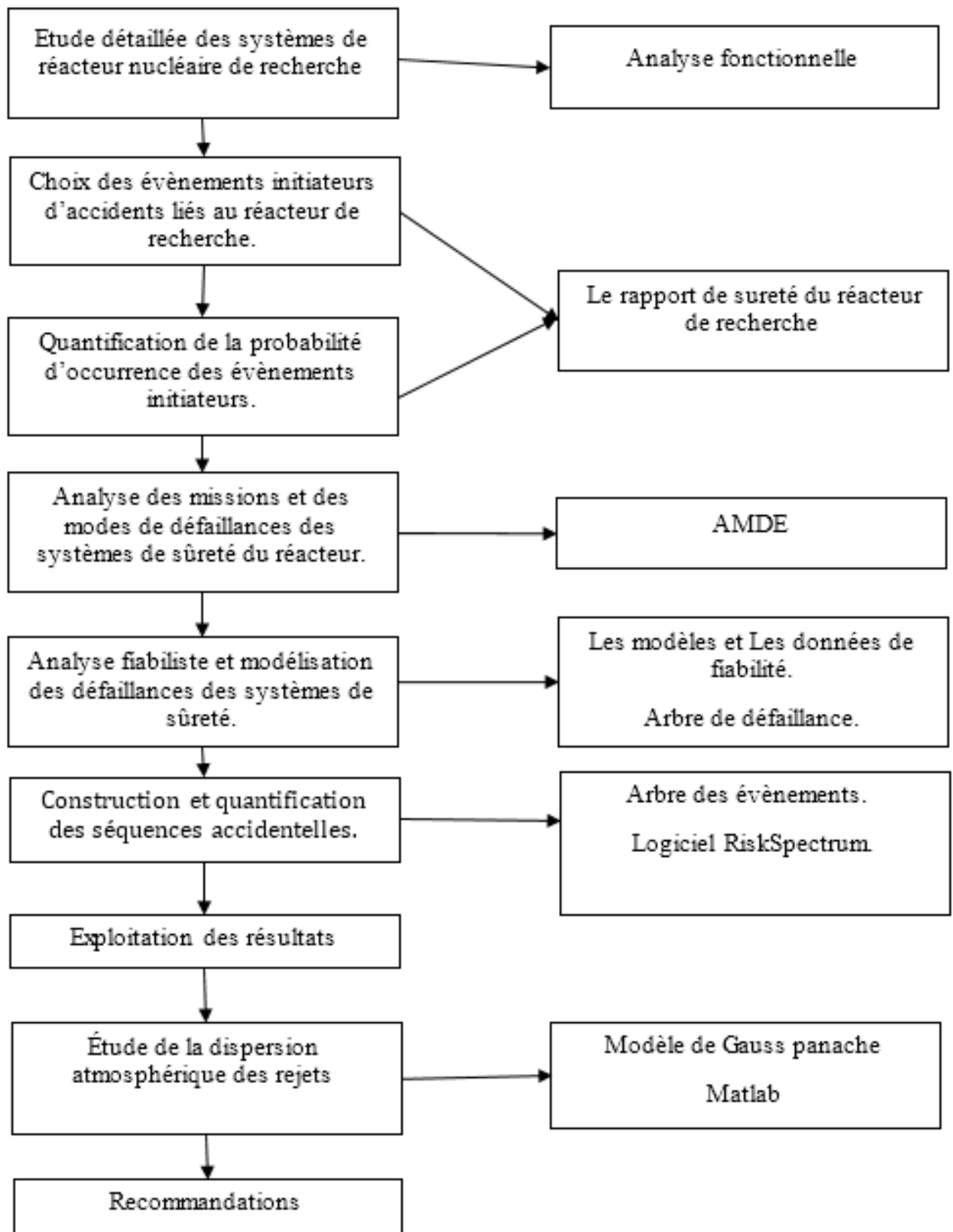


FIGURE 1.3 – Démarche d'implémentation des EPS au niveau d'un réacteur nucléaire modèle

Nous avons traité, dans ce chapitre, les notions générales des réacteurs de recherche ainsi que leurs conceptions. Nous avons également défini la problématique et la méthodologie suivie pour notre étude.

## Chapitre 2

# LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE PAR LES ÉTUDES PROBABILISTES (EPS)



# LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE PAR LES ÉTUDES PROBABILISTES (EPS)

Sur un site nucléaire, la sûreté est l'ensemble des dispositions techniques et organisationnelles, mises en œuvre pour prévenir les accidents ou en limiter leurs effets s'ils survenaient. La sûreté repose également sur le principe de la défense en profondeur, qui consiste à installer plusieurs lignes de défenses successives contre les défaillances possibles des matériels et des hommes.

De ce fait, ce chapitre sera consacré d'abord à la présentation des concepts de base relatifs à la sûreté nucléaire, à savoir le principe de la défense en profondeur et les deux approches déterministe et probabiliste. Ensuite nous allons mettre en avant l'explication des études probabilistes de sûreté (EPS) et développer les processus de déroulements suivis dans notre étude.

## 2.1 CONCEPTS GÉNÉRAUX LIÉS À LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

### 2.1.1 Définition de la sûreté nucléaire

La sûreté est définie comme étant l'ensemble des dispositions techniques et organisationnelles, permettant d'assurer le fonctionnement normal d'une centrale nucléaire, de prévenir les accidents et d'en limiter les effets tant pour les travailleurs et le public que pour l'environnement. Ces dispositions doivent être prises aux stades de la conception, de la construction, de la mise en service, de l'utilisation, de la mise à l'arrêt définitif et du démantèlement d'une installation nucléaire ou d'un dispositif de transport de matières radioactives [3]. La sûreté repose également sur le principe de la défense en profondeur qui consiste à installer plusieurs lignes de défense successives contre les défaillances possibles des matériels et des hommes.

### 2.1.2 Interaction des concepts de Sûreté et de sécurité nucléaire

La maîtrise des risques nucléaires s'inscrit dans deux démarches complémentaires qui ont leur logique propre : la sûreté et la sécurité, concourant à la même finalité.

**Sûreté nucléaire :** c'est l'obtention de conditions d'exploitation correctes, la prévention des accidents ou l'atténuation de leurs conséquences ayant pour résultat la protection des travailleurs, du public et de l'environnement contre des risques radiologiques industriels.

**Sécurité nucléaire :** ce sont des mesures visant à empêcher et à détecter un vol, un sabotage, un accès non autorisé, un transfert illégal ou d'autres actes malveillants mettant en jeu des matières nucléaires et autres matières radioactives ou les installations associées, et à intervenir en pareil cas.

Il résulte de ces définitions que, si la finalité commune de la sûreté et de la sécurité nucléaires est la protection de l'homme et de l'environnement à l'égard des effets des rayonnements ionisants, la sûreté s'attache à la maîtrise des risques induits du fait même de l'exploitation des équipements ou installations nucléaires ou de transport de matière radioactive ; tandis que la sécurité vise à se protéger d'actions d'origine malveillante résultant de l'utilisation de matières radioactives ou nucléaires, pouvant conduire à des conséquences radiologiques ou à des effets dévastateurs [4].

### 2.1.3 Principes de sûreté nucléaire

L'AIEA (Agence Internationale d'Énergie Atomique) a défini dix Principes Fondamentaux de Sûreté :

- La responsabilité première en matière de sûreté doit incomber à la personne ou à l'organisme responsable des installations et activités entraînant des risques radiologiques ;
- Un cadre juridique et gouvernemental efficace pour la sûreté, y compris un organisme de réglementation indépendant, doit être établi et maintenu ;
- Une capacité de direction et de gestion efficace de la sûreté doit être mise en place et maintenue dans les organismes qui s'occupent des risques radiologiques et les installations et activités qui entraînent de tels risques ;
- Les installations et activités qui entraînent des risques radiologiques doivent être globalement utiles ;
- La protection doit être optimisée de façon à apporter le plus haut niveau de sûreté que l'on puisse raisonnablement atteindre ;
- Les mesures de contrôle des risques radiologiques doivent protéger contre tout risque de dommage inacceptable ;
- Les générations et l'environnement actuels et futurs doivent être protégés contre les risques radiologiques ;
- Tout doit être concrètement mis en œuvre pour prévenir les accidents nucléaires ou radiologiques et en atténuer les conséquences ;
- Des dispositions doivent être prises pour la préparation et la conduite des interventions d'urgence en cas d'incidents nucléaires ou radiologiques ;
- Les actions protectrices visant à réduire les risques radiologiques existants ou non réglementés doivent être justifiées et optimisées.

### 2.1.4 Fonctions de sûreté nucléaire

Le raisonnement de sûreté nucléaire repose sur le respect des principes de sûreté. Plus exactement, en cas de situation redoutée pouvant affecter l'un de ces principes, il est indispensable de se ramener rapidement à un état sûr, caractérisé par leur respect. Les trois fonctions principales à respecter pour un réacteur nucléaire sont :

- **La maîtrise** de la réaction en chaîne ;
- **Le maintien du refroidissement** du combustible en toutes circonstances (donc y compris à l'arrêt) en garantissant l'extraction, le transport et l'évacuation de la puissance thermique vers une source froide ;
- **Le confinement** des produits radioactifs accumulés.

## 2.2 CONCEPT DE DÉFENSE EN PROFONDEUR

Le concept de défense en profondeur est une méthode de raisonnement qui permet d'examiner complètement la sûreté d'une installation dangereuse. Il a été développé aux Etats-Unis par l'AIEA dans les années 1960, pour concevoir la sûreté des premiers réacteurs nucléaires [5]. Ce concept consiste en une suite d'actions, d'équipements ou de procédures, regroupées en niveaux ou barrières de défense dont chacun a pour objet de prévenir les dégradations susceptibles de conduire au niveau suivant et de limiter la conséquence de la défaillance du niveau précédent. Cette démarche s'intéresse donc à la fois à la prévention des situations anormales et à la limitation de leurs conséquences.

### 2.2.1 Objectif de la défense en profondeur

L'objectif de la défense en profondeur est de pallier aux défaillances techniques, organisationnelles et humaines, ce concept repose sur trois grandes lignes [5] :

**La prévention** : avant même la mise en route du système c'est d'abord dans sa conception que le plus gros du travail d'élimination des risques à lieu. L'étude de l'installation en phase de conception doit englober le comportement du procédé ou de l'installation en fonctionnement en mode normal et en mode hors limites. Cela permet d'élaborer un ensemble de barrières de sécurités appropriées aux deux modes de fonctionnement de l'installation. Ensuite, dans la phase de fonctionnement, toutes les barrières de sécurité et le matériel utilisé doivent faire l'objet d'une surveillance régulière et aussi des vérifications périodiques, pour s'assurer qu'ils accomplissent parfaitement les tâches pour lesquelles ils sont conçus.

**La surveillance** : son but est d'avoir l'information sur les anomalies du fonctionnement le plus rapidement possible, pour agir sur le système et le rendre à son état de fonctionnement normal. Cette étape est réalisée par l'instauration de mesures techniques (Caméras, capteur...) qui doivent être en marche continuellement, et humaine c'est à dire des opérateurs initiés à être attentifs ce qui implique une surveillance étroite et en continu. Une bonne formation du personnel est primordiale dans ce cas.

**Les moyens d'action** : Dans le cas où les précédentes précautions ne suffisent pas, il faut pouvoir confiner les effets de l'accident au maximum. Il s'agit de mettre en place des dispositifs pour limiter les conséquences de la défaillance et des plans de réaction efficaces et à la hauteur des risques potentiels à la fois pour la population et pour l'environnement ( Plan d'Urgence Interne, Plan Particulier d'Intervention,etc...).

### 2.2.2 Structure de défense en profondeur

Le concept de défense en profondeur est actuellement structuré en cinq niveaux [5] :

**Niveau 1** : prévention des anomalies de fonctionnement et des défaillances du système, il s'agit en premier lieu de concevoir et de réaliser des installations d'une excellente résistance intrinsèque à l'égard de ses propres défaillances (conception prudente) ou d'agressions externes, afin de prévenir la sortie du domaine de fonctionnement normal.

**Niveau 2** : maintien de l'installation dans le domaine autorisé, il faut concevoir des systèmes de contrôle capables d'alerter et d'arrêter une évolution anormale susceptible de solliciter des matériels ou l'organisation au-delà des conditions souhaitables, choisies très en deçà des risques de défaillance.

**Niveau 3** : Maîtrise des accidents à l'intérieur des hypothèses de conception, il s'agit ensuite de mettre en place les moyens de limiter à des niveaux acceptables les effets des accidents potentiels, même si cela demande la conception et l'installation de systèmes n'ayant aucun rôle dans le fonctionnement normal de l'installation. La mise en service de ces systèmes (dits de sauvegarde) doit être automatique et ne demander d'intervention humaine qu'après un temps suffisamment long pour que le diagnostic puisse être réalisé dans des conditions de calme suffisantes.

**Niveau 4** : Prévention de la dégradation des conditions d'accident et limitation des effets, toujours dans la même perspective, il faut envisager le cas de défaillances multiples

et les moyens de faire face à des situations non traitées par les trois premiers niveaux de la défense en profondeur. Il s'agit de procédures ultimes cherchant à limiter les rejets provoqués par une situation très grave, et plus globalement, du plan d'urgence interne.

**Niveau 5** : Limitation des conséquences pour les populations en cas d'accidents graves. La nécessité de mesures de protection des populations suppose l'échec des mesures précédentes (gestion des urgences), pour ce faire il s'agit ici des plans d'intervention d'urgence. La figure 2.1 représente une articulation des différents niveaux de la défense en profondeur.



FIGURE 2.1 – Articulation des niveaux de la défense en profondeur

## 2.3 MÉTHODES D'ANALYSE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

L'analyse de sûreté nucléaire implique des méthodes déterministes et probabilistes à l'appui du choix de l'emplacement, de la conception, de la mise en service, de l'exploitation ou du déclassement d'une installation nucléaire.

### 2.3.1 Approche déterministe

Les deux premiers niveaux de la défense en profondeur (prévention et maintien dans le domaine autorisé) sont destinés à éliminer le risque de défaillance d'une installation. Mais, malgré la précaution apportée à ces deux niveaux et indépendamment de leur probabilité de défaillance, on suppose toute une série d'évènements en provoquant des défaillances pouvant aller jusqu'à la rupture complète instantanée d'une canalisation ou d'une enceinte de stockage.

Ceci définit l'approche déterministe de la sécurité, qui dans un souci particulier de protection des travailleurs et des populations voisines du site, trouve le besoin de dimensionner les systèmes de sauvegarde) (3ème niveau de défense : maîtriser les accidents), et même les moyens d'intervention et de protection des populations (4ème et 5ème niveaux de défense), pour parer à toute éventualité, même la plus improbable.

Elle consiste à recenser les événements pouvant conduire à un scénario d'accident en recherchant le pire cas possible et en affectant une gravité extrême à ses conséquences potentielles. On utilise ensuite le concept de défense en profondeur pour maintenir les risques à des niveaux acceptables [6]. Dans le milieu du nucléaire, l'approche déterministe a ensuite été complétée par l'approche probabiliste.

### 2.3.2 Approche probabiliste

L'étude probabiliste permet d'apprécier la probabilité des scénarios accidentels identifiés. Partant de la fréquence d'apparition des événements initiateurs. Cette approche prend en compte la probabilité de succès ou d'échec des barrières de défense prévues (défense en profondeur) pour limiter les conséquences de ces événements initiateurs [6].

La probabilité de succès ou d'échec dépend du comportement des opérateurs et de la fiabilité des systèmes déduite de l'expérience acquise en exploitation. On calcule alors la probabilité que chaque scénario accidentel conduise aux conséquences redoutées calculées pour l'environnement. Il s'agit d'une approche complémentaire qui permet de conforter les décisions (défense en profondeur) prises sur l'approche déterministe.

C'est donc une approche qui vise à prédire le comportement réel d'une installation, erreurs humaines comprises. Le Tableau 2.1 présentant les points forts et les limites des approches probabilistes et déterministes pour l'analyse de sûreté, permet de mieux cerner la complémentarité de celles-ci.

TABLE 2.1 – Comparaison des approches déterministes et probabilistes [6]

	<b>Approche déterministe</b>	<b>Approche probabiliste</b>
<b>Avantages de l'approche</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Elle est à l'origine du niveau de sûreté exceptionnel des réacteurs actuels.</li> <li>- Les exigences de sûreté définies sont exprimées par des règles «succès /échec». De ce fait, elles sont simples à mettre en application et il est assez aisé de vérifier leur conformité.</li> <li>- Les marges de sûreté définies pour les structures, systèmes et équipements garantissent à priori la protection envers des accidents allant au-delà des situations d'exploitation du dimensionnement.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Analyse de l'ensemble des scénarios accidentels pouvant potentiellement générer des risques ; approche non limitée à l'analyse des situations d'exploitation du dimensionnement.</li> <li>- Les fréquences des accidents et leurs conséquences sont évaluées à partir d'hypothèses réalistes.</li> <li>- Approche permettant la hiérarchisation en regard de leur contribution au risque des événements initiateurs et des matériels permettant de prévenir et mitiger les accidents.</li> </ul>
<b>Limites de l'approche</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- L'hypothèse que les décisions prises n'engendrent pas de risques inacceptables pour les populations est basée sur des jugements qualitatifs et subjectifs.</li> <li>- Seul un nombre limité d'incertitudes est pris en compte en se basant sur des hypothèses conservatives et des marges de sûreté ; la succession de ces hypothèses conservatives limite la compréhension du comportement réel de l'installation.</li> <li>- Indépendamment du besoin de démontrer que de tels accidents sont impossibles, cette approche ne fournit aucune évaluation explicite des possibilités de se protéger contre les accidents</li> <li>- Difficulté pour justifier le caractère conservatif des données quantitatives et des scénarios choisis (surtout en cas de corrélation entre données ou entre scénarios).</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Les résultats sont dépendants du niveau de connaissances et limités par ce dernier. Ils changent donc lorsque les connaissances évoluent.</li> <li>- La prise en compte d'hypothèses conservatives biaise les résultats obtenus</li> <li>- Les nombreuses incertitudes peuvent rendre difficile son utilisation pour appuyer certaines décisions.</li> </ul>

## 2.4 ETUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ (EPS)

### 2.4.1 Bref historique sur les EPS

afin d'atteindre ou de maintenir un niveau de sûreté satisfaisant les autorités de sûreté nucléaire mettent en place une démarche d'évaluation des risques potentiels résultant par l'exploitation d'une installation nucléaire. Cette démarche appelée étude probabiliste de sûreté, se compose d'un ensemble des outils permettant de compléter les analyses déterministes classiques grâce à leurs méthodes particulières d'investigation.

La première Etude Probabiliste de Sûreté a été effectuée par la Commission d'Energie Atomique aux Etats-Unis (USAEC) de 1972 à 1975 [7]. Elle a donné lieu au rapport WASH 1400 appelé aussi Rapport RASMUSSEN.

En 1979, une étude allemande visait à évaluer les risques individuels et collectifs résultant de l'exploitation des centrales nucléaires et à les comparer avec d'autres risques naturels et industriels. Ces deux études ont montré l'importance des accidents de perte de réfrigérant primaire dus à de petites ruptures sur les réacteurs à eau sous pression. De plus, les enseignements marquants du rapport RASMUSSEN sont que les conséquences d'une fusion du cœur du réacteur resteraient limitées.

Le rapport RASMUSSEN a été critiqué par le Professeur Kendall, ce qui conduit la Commission des Recherches Nucléaires (NRC) à enclencher en 1977 une analyse critique du WASH 1400. Celle-ci débouche sur le constat suivant : (sous-estimation des incertitudes et de leur propagation et les défaillances de cause commune, non prise en compte de la récupération des erreurs humaines) Toutefois, le rapport RASMUSSEN a montré qu'il était possible de mettre en œuvre une approche rigoureuse de la sûreté, basée sur une analyse logique des fonctions et systèmes de sécurité ainsi que sur une évaluation quantitative du risque.

En 1979 survint l'accident de Three Miles Island (TMI) (accident de fusion partielle du cœur du réacteur, quasiment sans effets hors du site de la centrale). Le WASH 1400 avait déjà mis en évidence l'importance des accidents dont l'origine est la petite brèche sur le circuit primaire principal (APRP) alors que l'accident de référence, considéré comme le plus grave, était la rupture de la Liaison Cuve -Pressuriseur.

En 1980, la (NRC) commence les travaux concernant l'introduction d'objectifs probabilistes de sûreté dans la réglementation des Etats-Unis. Simultanément, l'ensemble des administrations des Etats-Unis concernées par la sûreté nucléaire (NRC, DOE et EPRI) lancent l'élaboration d'un guide d'utilisation des méthodes probabilistes pour la réalisation des EPS sur les réacteurs électrogènes : le PRA Procédures Guide ou NUREG-2300 [5]. C'est



dans ce rapport que sont définis les trois niveaux d'étude d'une Evaluation Probabiliste de Sûreté (figure 2.2) [7] :

- **EPS de niveau 1** : permet d'identifier les séquences menant à la fusion du cœur et de déterminer leurs fréquences ;
- **EPS de niveau 2** : permet d'évaluer la nature, l'importance et les fréquences des rejets hors de l'enceinte de confinement ;
- **EPS de niveau 3** : permet d'évaluer les dommages sur le public (exprimés le plus souvent en termes de probabilité annuelle de mort ou de cancer par individu vivant à proximité de l'installation).

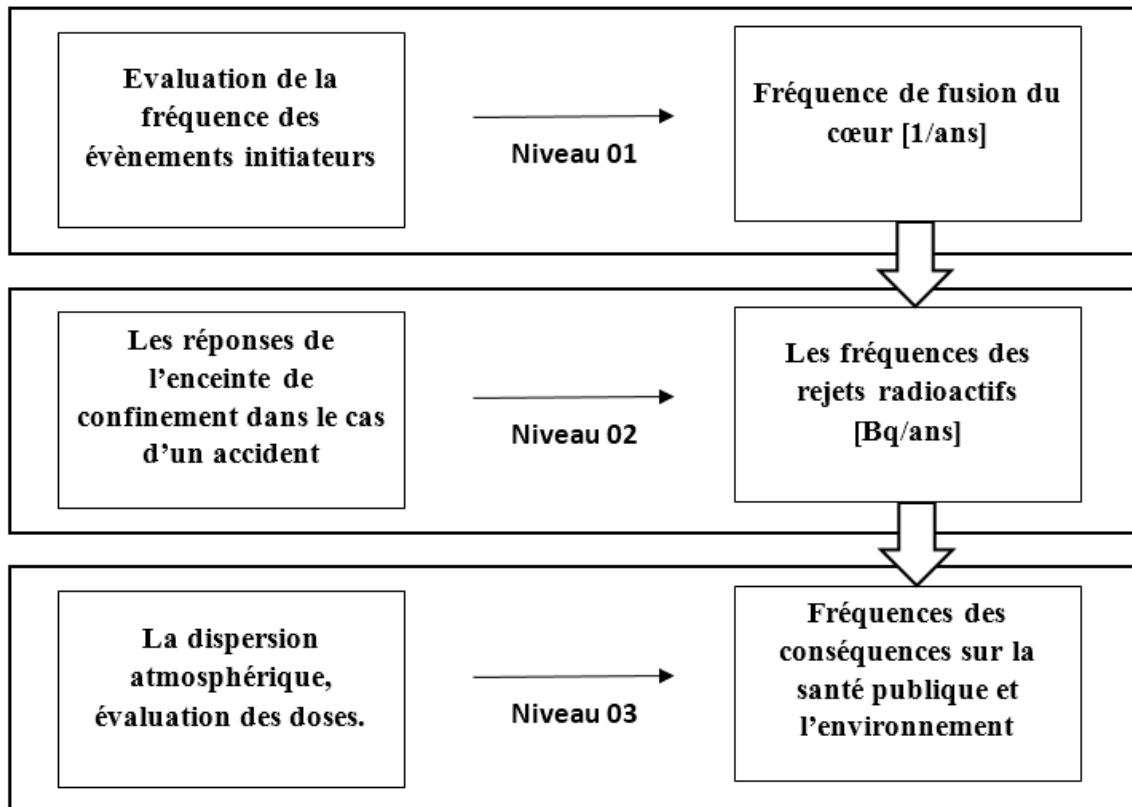


FIGURE 2.2 – Niveaux des Étude Probabiliste de Sûreté

### 2.4.2 Définition de l'EPS

L'étude probabiliste de sûreté est une analyse complète et intégrée de la sûreté d'une centrale nucléaire ou d'un réacteur. Elle s'intéresse à tous les scénarios d'accidents qui peuvent potentiellement endommager gravement le réacteur nucléaire (tout particulièrement le cœur du réacteur) et être source, si l'accident n'est pas maîtrisé, de rejets de produits radioactifs dans l'environnement. Cette méthode est basée essentiellement sur des données et des méthodes d'évaluation de la sûreté de fonctionnement. Une EPS comprend trois grandes parties [8] :

- **L'évaluation probabiliste des événements initiateurs** : elle a pour objet d'identifier et d'évaluer la fréquence des événements initiateurs qui sont susceptibles d'entraîner une fusion du cœur.
- **L'évaluation probabiliste des systèmes de sûreté** : elle a pour objet d'évaluer la fiabilité (aptitude à fonctionner sans panne) ou la disponibilité (aptitude à être en état de fonctionner) ou la maintenabilité (aptitude à être réparés après une panne) des systèmes qui interviennent sur le plan de la sûreté.
- **L'évaluation probabiliste des séquences accidentelles** : elle a pour objet de recenser et d'évaluer les séquences accidentelles ou scénarios d'accident conduisant à un accident grave c'est-à-dire à un accident endommageant le cœur du réacteur et pouvant conduire à sa fusion.

## 2.5 ETUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ DE NIVEAU 1 (EPS1)

La démarche des EPS1 suivie dans notre étude est généralement réalisée à travers une série d'étapes qui sont schématisées dans la figure 2.3 :

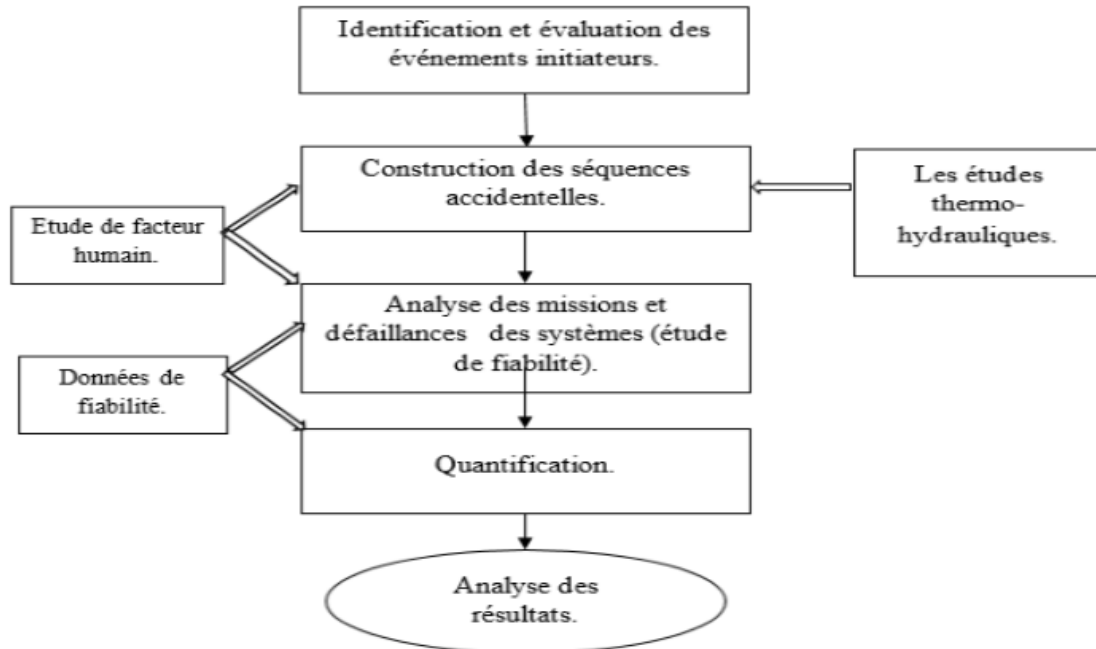


FIGURE 2.3 – Étapes de déroulement d'une EPS de niveau 1 [5]

### 2.5.1 Identification des événements initiateurs

Un événement initiateur est un événement qui perturbe le fonctionnement normal de l'installation et conduit à une dérive de certains paramètres de l'installation (pression, température, réactivité...), à partir duquel une séquence accidentelle peut se développer.

La meilleure approche pour tendre vers l'exhaustivité pour déterminer les événements initiateurs consiste en l'utilisation de toutes les sources d'informations disponibles, à savoir le rapport de sûreté sur la base, l'expérience d'exploitation des réacteurs étrangers, les EPS déjà réalisées [9].

### 2.5.2 Construction des séquences accidentelles

Le comportement de l'installation est mobilisé à la suite d'un événement initiateur par des séquences accidentelles en envisageant l'occurrence de défaillances. La méthode appropriée pour la construction des séquences accidentelles est la méthode des arbres d'événements.

Pour la construction des séquences accidentelles et la quantification de leurs fréquences, il convient de considérer les points mentionnés ci-après [9].

**L'état d'échec ou de succès des séquences accidentelles** : L'analyse des séquences accidentelles est menée soit jusqu'à un état d'échec caractérisé par le franchissement d'un ou plusieurs critères de découplage assimilé à une fusion du cœur inévitable, soit jusqu'à un état de succès pour lequel la fusion du cœur peut être exclue.

**La détermination des missions des systèmes** : l'étude des séquences accidentelles nécessite l'identification des missions du système dont l'échec a une influence sur le déroulement du scénario accidentel.

**Les calculs physiques associés aux séquences accidentelles** : la détermination des critères de succès des missions des systèmes résulte généralement de résultats de calculs physiques et thermo-hydrauliques.

**Traitement des dépendances** : il peut exister des dépendances entre un événement initiateur et les événements (les missions des systèmes) considérés dans les arbres d'événements, ou entre les événements eux-mêmes.

Ces dépendances sont de deux types : les dépendances fonctionnelles (des composants peuvent être communs à plusieurs systèmes, les probabilités de ces événements ne sont donc pas indépendantes) et les dépendances temporelles (l'instant de démarrage d'un système et sa durée de fonctionnement peuvent être en fonction pendant la durée de bon fonctionnement d'un autre système).

**Traitement des restaurations :** il convient de tenir compte des diverses possibilités de restauration qu'il s'agisse de la réparation de composants d'un système, dont la défaillance contribue à l'événement initiateur, ou à l'aggravation de ses conséquences

### 2.5.3 Analyse des missions et défaillances des systèmes

L'étude des séquences accidentelles nécessite l'identification de l'ensemble des missions des systèmes qu'il convient d'analyser. Chaque système est modélisé à partir d'un certain nombre de données d'entrée : les missions auxquelles il participe, l'identification et le rôle de ses divers composants, ses configurations en situation normale ou accidentelle, ses interfaces avec les autres systèmes, son environnement physique [9].

Pour chaque système considéré, il est nécessaire de recenser les défaillances des équipements et des composants, actifs ou passifs, affectant le caractère opérationnel du système. Cette action peut être réalisée par une Analyse des Modes de Défaillance et de leurs Effets (AMDE).

### 2.5.4 Modélisation des défaillances

La modélisation permet d'identifier les combinaisons d'événements conduisant à l'échec de la mission considérée et de quantifier les probabilités correspondantes. La méthode des arbres de défaillance est la méthode la plus classique utilisée pour la modélisation des défaillances.

### 2.5.5 Quantification des séquences accidentelles

La quantification consiste à relier les différents modèles établis à partir des données quantitatives d'entrée telles que [9] :

- les fréquences des événements initiateurs ;
- les données de fiabilité (taux de défaillance, temps de réparation) ;
- les probabilités de défaillance des équipements de fonction de sûreté.

La méthode utilisée pour la quantification des séquences accidentelles est la méthode dite de fusion booléenne. Elle consiste à représenter les systèmes par des arbres de défaillances et à les combiner pour chaque séquence identifiée dans l'arbre d'événements en un modèle logique pour évaluer la fréquence de fusion du cœur associée. La figure 2.4 montre la structure d'une EPS de niveau 1.

### 2.5.6 Analyse des résultats

L'EPS 1 fournit les fréquences des séquences menant à la fusion du cœur et les valeurs d'un certain nombre de grandeurs utiles à l'exploitation des résultats. La richesse des résultats produits par une EPS1 lui permet de fournir de précieuses indications en matière de sûreté et d'évaluer le niveau de sûreté du réacteur.

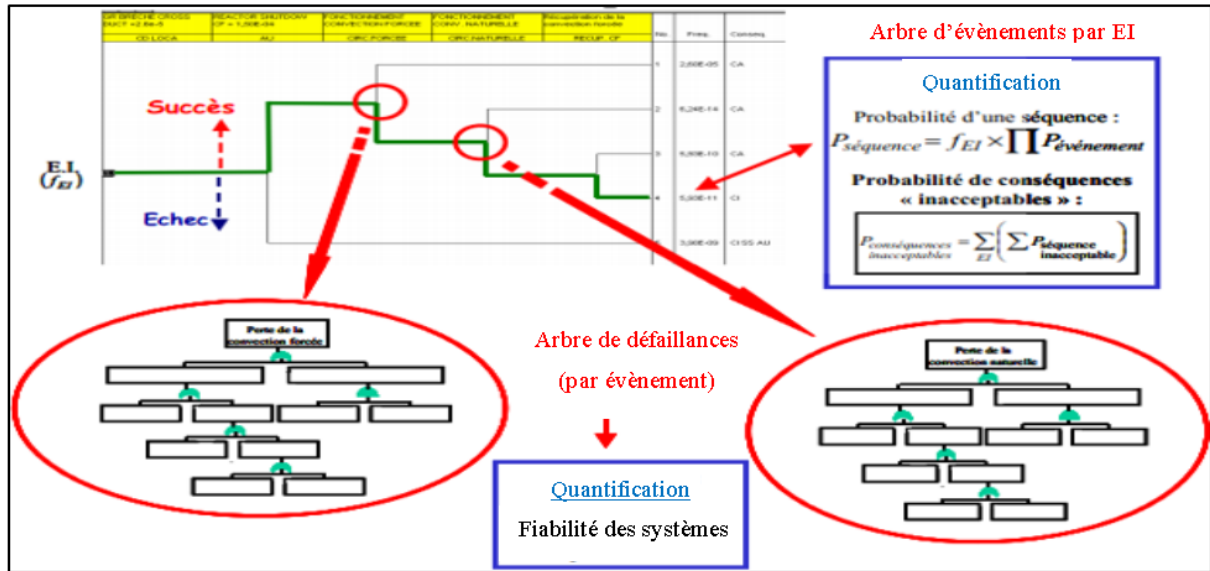


FIGURE 2.4 – Structure générale d'une EPS1 [4]

## 2.6 ETUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ DE NIVEAU 2 (EPS2)

Les EPS de niveau 2 ont pour objectif d'évaluer la fréquence et le niveau des rejets dans l'environnement résultant d'accidents graves ayant conduit à la fusion du cœur. En pratique, ces études font souvent suite à une EPS de niveau 1 réalisée au préalable. La probabilité de fusion du cœur du réacteur est donc supposée connue, ainsi que les principales séquences y conduisant.

Une EPS de niveau 2 est une analyse des processus physiques liés aux accidents de fusion du cœur du réacteur et des modes de ruine de l'enceinte de confinement (réponse aux chargements induits sur les structures, transport de matières radioactives vers l'environnement). Cette analyse est menée à partir d'un seul arbre d'événements génériques pour tous les états dégradés de l'installation. Tous les chemins de cet arbre constituent les séquences de l'EPS2, pour lesquelles sont déterminés la probabilité d'occurrence, l'inventaire et la quantité des matières radioactives rejetées dans l'environnement (ou terme source). Cette étude

permet en outre l'identification des points faibles de la troisième barrière de confinement et la hiérarchisation de la probabilité de ses différents modes de ruines.

## 2.7 ETUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ DE NIVEAU 3 (EPS3)

Les EPS de niveau 3 outre les aspects analysés dans les EPS de niveau 2, portent également sur la dispersion des radionucléides dans le milieu ambiant et sur les effets environnementaux et sanitaires potentiels. La réalisation d'une EPS de niveau 3 ou Etude Probabiliste de Risque nécessite, une fois l'EPS de niveau 2 réalisée, l'analyse des phénomènes suivants :

- transport des produits radioactifs dans l'environnement (étude des panaches...);
- modes de dépôts et de transfert vers la chaîne alimentaire;
- évaluation des doses collectives et individuelles;
- évaluation des effets sur la santé publique.

Elle prend en compte les données relatives à la météorologie et à la population autour du site. La Figure 2.5 suivante montre les étapes du processus d'analyse probabiliste de risque depuis l'état final des séquences accidentelles de l'EPS de niveau 1, jusqu'aux conséquences potentielles hors-site.

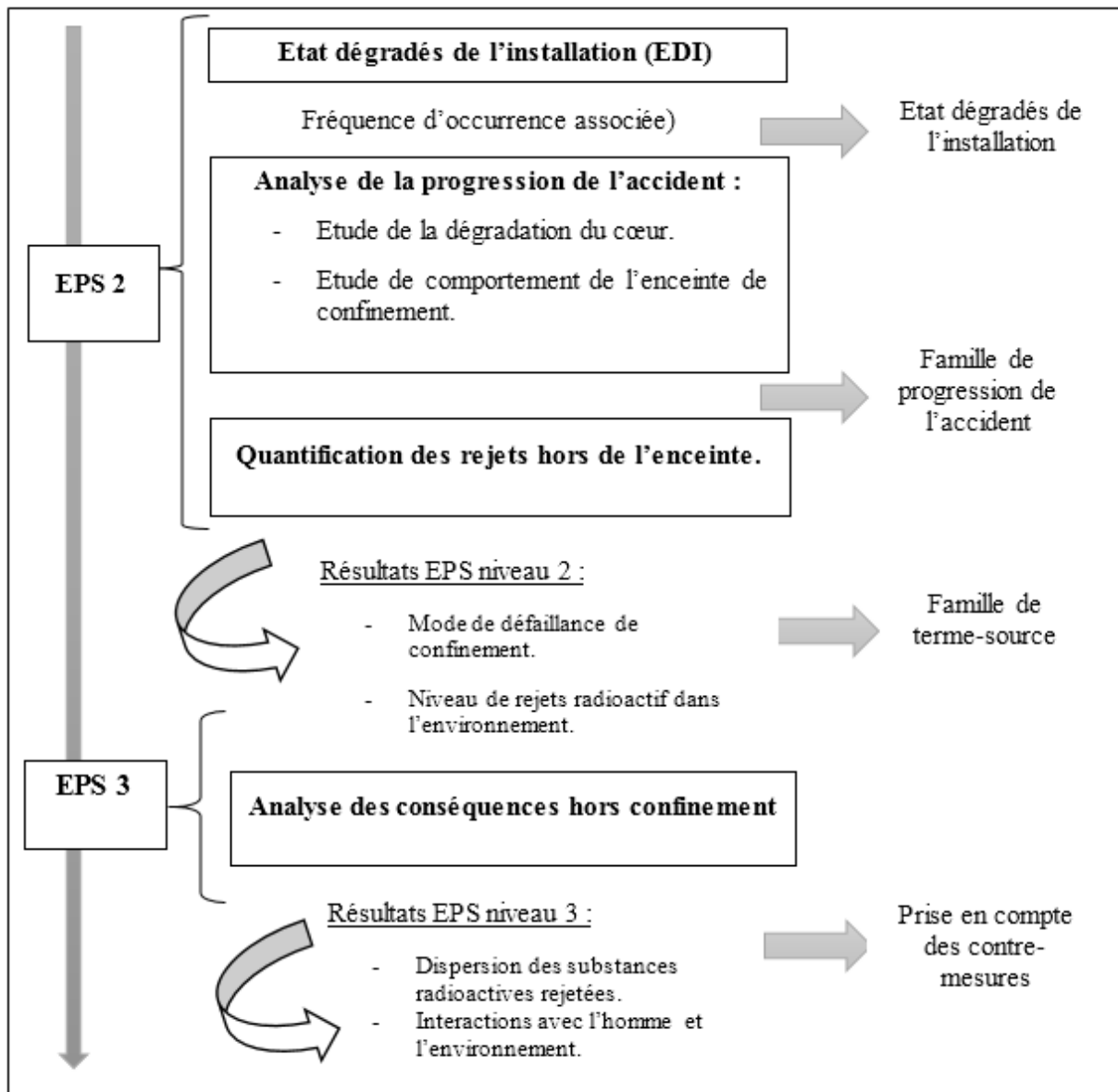


FIGURE 2.5 – Etapes des EPS de niveaux 2 et 3

## 2.8 CRITERES D'ACCEPTABILITÉ D'UN NIVEAU DE SÛRETÉ

Pour juger qu'une installation nucléaire à un niveau de sûreté acceptable, on se base sur le graphe représenté dans la figure 2.6, dite courbe d'étalonnage de sûreté nucléaire [8]. Ce graphe est obtenu en traçant la fréquence annuelle des séquences accidentelles en fonctions de la dose reçue par la cible en cas d'une dispersion atmosphérique des rejets radioactifs générés par cette séquence. La combinaison de ces deux paramètres donne le critère de sûreté sous forme d'une courbe définissent une limite maximale aux probabilités d'occurrence de chaque séquence accidentelle et ces doses associées.

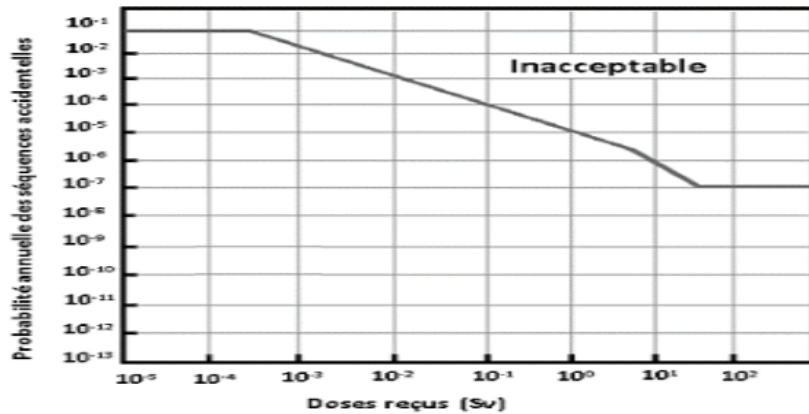


FIGURE 2.6 – Critère d'acceptabilité de la sûreté d'une installation nucléaire

## 2.9 APPORT DES EPS

- Une EPS donne des indications sur les forces et les faiblesses de la conception et sur l'efficacité des dispositions visant à empêcher l'endommagement du cœur ;
- Les EPS permettent d'obtenir et de hiérarchiser les problèmes de sûreté relatifs à la conception ou à l'exploitation des réacteurs nucléaires ;
- Pour les réacteurs en exploitation, les EPS permettent d'analyser les problèmes de sûreté et des incidents d'exploitation et de l'utiliser dans le cadre des réexamens périodiques de sûreté et de maintenance. Elles permettent ainsi de mettre en évidence des points pour lesquels des évolutions tant de la conception que de l'exploitation peuvent être étudiées ;
- Pour les futurs réacteurs, le développement des EPS s'effectue en même temps que se précise la conception, de façon à mettre en évidence des situations comportant des défaillances multiples pour lesquelles des dispositions devront être prises pour en réduire la fréquence ou en limiter les conséquences [7].

## 2.10 LIMITES DES EPS

Les limites associées aux EPS impliquent certaines précautions lors de l'interprétation des résultats et de l'utilisation dans le processus de prise de décision. En effet, les EPS présentent des limites en termes d'exhaustivité qui concernent d'une part les données quantitatives d'entrée et d'autre part les simplifications et les hypothèses prises en compte, notamment en ce qui concerne :

- Les choix de scénarios pour les calculs thermo-hydrauliques ;
- Les incertitudes sur les résultats des calculs ;
- Les incertitudes liées à la modélisation des actions humaines ;



- La fiabilité des logiciels ;
- L'estimation de la fiabilité des équipements fonctionnant au-delà de leurs conditions de qualification ;
- Choix des méthodes probabilistes [7].

## 2.11 COMPARAISON ENTRE UNE INSTALLATION NUCLÉAIRE ET UNE INSTALLATION CLASSÉE

L'industrie nucléaire présente une particularité dans le domaine industriel en termes de sécurité. Bien que les installations classées sont régies par des lois et des réglementations nationales et internationale qui leurs exigent un niveau minimal de sécurité, ces installations semblent moins exigeantes par rapport aux installations nucléaires.

Nous aborderons dans ce paragraphe quelques différences entre ces deux types d'installations.

**Le principe en profondeur :** la première différence à citer est l'application du principe de la défense en profondeur. L'application de ce principe demeure l'assurance du plus haut niveau de sécurité pour les installations industrielles. La défense en profondeur est l'un des axes fondamentaux de la sureté nucléaire ; cependant, dans les différents référentiels régissant les installations classées, nous ne trouvons aucune citation explicite obligeant les industriels à appliquer la défense en profondeur, bien que ses points principaux soient cités implicitement [10].

**Les évènements de faible probabilité d'occurrence :** le domaine nucléaire est l'un des secteurs les plus strictes concernant la sécurité. Les exploitants dans ce domaine ne se permettent d'exclure aucun évènement pouvant altérer la sécurité de l'installation même s'il s'agit d'un évènement d'une très faible probabilité d'occurrence. Ce qui n'est pas le cas dans les installations classées où l'analyse des risques à tendance à négliger les évènements de faible probabilité voir les éliminer de l'analyse, or qu'un tel évènement s'il a lieu, peut avoir des conséquence néfastes sur l'installation et même les personnes.

**La gravité des conséquences :** un évènement de faible probabilité est généralement accompagné par un niveau de gravité élevé. Les exploitants des installations classées ont tendance souvent à tolérer des risques caractérisés par un niveau de gravité faible (pas d'atteinte à la vie humaine ou à l'environnement), cela n'est permis pas dans le domaine nucléaire où tout risque doit être pris au sérieux même s'il est minime.

**Démarche de gestion des risques :** l'un des écarts crucial entre les installations classées et celles du nucléaire est la démarche de la gestion des risques. L'étude de danger

constitue pour les installations classées la preuve que tous les risques encourus par ses activités sont maîtrisés et que les barrières de prévention et de protection mises en œuvre peuvent faire face à tout phénomène majeur s'il a lieu. Dans le domaine nucléaire, l'élaboration des études probabilistes de sûreté (niveau 01, 02, 03) est la démarche suivie par les exploitants afin de prévenir tout incidents pouvant présenter un risque à l'installation.

**Point de vue économique :** généralement, dans le monde, les installations nucléaires sont des propriétés des pouvoirs publics, ces derniers donnent de l'importance à la sûreté de ces installations même si le coût paraît élevé. Cependant, les installations classées sont des propriétés privées, les exploitants ont tendance à investir moins dans la sécurité tout en maintenant son niveau le plus tolérable possible.

Pour résumer, nous devons dire que l'importance accordée à la sécurité dans le domaine nucléaire est justifiée par le risque encouru par le fait de l'exploitation de ces installations. Le tableau 2.2 illustre les points de différence entre l'installation nucléaire et l'installation classée :

TABLE 2.2 – Comparaison entre installation classée et installation nucléaire

	<b>Installation nucléaire</b>	<b>Installation classée</b>
<b>Défense en profondeur</b>	Obligatoire	Volontaire
<b>Démarche de gestion des risques</b>	Etudes probabilistes de sûreté	Etude de danger
<b>Probabilité d'occurrence</b>	Prend en compte tous les évènements même à faible probabilité	Négliger les évènements à faible probabilité
<b>Gravité des conséquences</b>	Ne se permet pas de tolérer un tel évènement	Evènement à faible niveau de gravité est acceptable
<b>Point économique</b>	La sécurité à tout prix	Le niveau d'acceptabilité élevé à moindre coût.

Ce chapitre a été dédié à la présentation des concepts liés à la sûreté nucléaire, le principe de défense en profondeur et les études probabilistes de sûreté.

Par la suite nous avons développé le processus de mise en œuvre des EPS des trois niveaux, tout en mettant en évidence les apports et les limites qu'ils présentent.

## Chapitre 3

# FIABILITÉ DES SYSTEMES DANS L'IMPLÉMENTATION DES EPS

# FIABILITÉ DES SYSTEMES DANS L'IMPLÉMENTATION DES EPS

La fiabilité est un paramètre essentiel pour permettre d'élaborer une étude probabiliste de sûreté. L'étude de fiabilité est le domaine de la statistique traitant des durées de vie (ou de bon fonctionnement) des matériels et donc de l'étude statistique de leurs défaillances. Pour anticiper les défaillances on cherche à modéliser la dégradation des équipements par des lois et des modèles de fiabilité.

Ce chapitre est consacré pour traiter le concept de fiabilité des systèmes et les outils de développement des EPS.

## 3.1 FIABILITÉ DES SYSTEMES

### 3.1.1 Définitions

**La fiabilité** est l'aptitude d'une entité à accomplir une fonction requise, dans des conditions données, pendant un intervalle de temps donné [11]. C'est aussi la caractéristique d'un bien exprimée par la probabilité qu'il accomplisse une fonction requise dans des conditions données pendant un temps donné [12].

Dans la définition proposée les quatre points suivants sont à mettre en évidence : Probabilité, de manière satisfaisante, en un temps donné et sous conditions données.

**La probabilité** est une quantité indiquant, sous forme de fraction ou de pourcentage, le nombre de fois ou de chances qu'a un évènement de se produire sur un nombre total d'essais ou de tentatives.

**De manière satisfaisante** cette propriété suppose que des critères précis et spécifiques soient établis pour définir et décrire ce qui peut être considéré comme satisfaisante.

**En un temps donné** dans les études de fiabilité, le temps est la mesure ou la variable de référence permettant d'évaluer les performances et d'estimer les probabilités.

**Sous conditions données** regroupe l'ensemble des paramètres décrivant l'environnement du produit et ses conditions d'utilisation (mode opératoire, procédure de stockage et de transport, lieux géographique, cycles des températures, humidités, vibration, chocs, etc.

**La défaillance** est la cessation de l'aptitude d'une entité à accomplir une fonction requise [11]. La défaillance est un événement, elle est donc présente ou non et peut se combiner avec un ou plusieurs événements.

La définition précédente implique la connaissance de la fonction requise et la définition de sa cessation.

### 3.1.2 Fonction de fiabilité $R(t)$ – Fonction de défaillance $F(t)$

Nous appelons la fonction de défaillance  $F$  définie pour tout  $t > 0$  :

$$F(t) = P(T < t) \quad (3.1)$$

La fonction  $F(t)$  représente la probabilité qu'un dispositif choisi au hasard ait une défaillance avant l'instant  $t$ . La figure 3.1 donne l'allure de cette fonction :

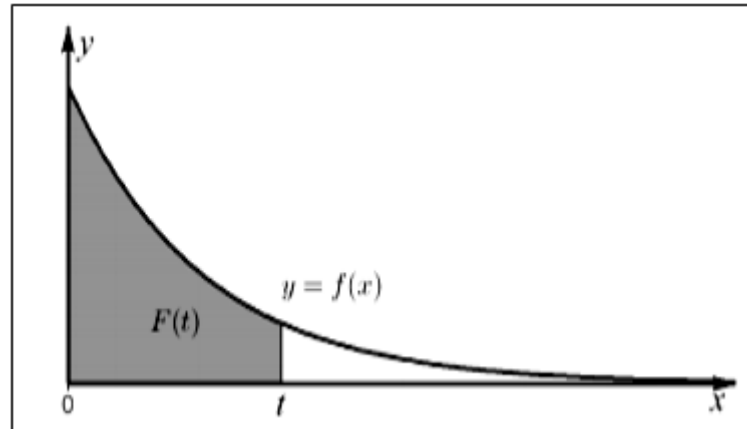


FIGURE 3.1 – Fonction de défaillance

Cette fonction nous amène naturellement une fonction associée : la fonction de fiabilité  $R$  définie pour tout  $t > 0$  par :

$$R(t) = 1 - F(t) \quad (3.2)$$

Le nombre  $R(t)$  représente la probabilité qu'un dispositif choisi au hasard dans la population n'ait pas de défaillance avant l'instant  $t$ . La figure 3.2 montre les deux fonctions associées.

### 3.1.3 Indicateurs de fiabilité

$\lambda$  et **MTBF** sont les deux principaux indicateurs de fiabilités utilisés industriellement

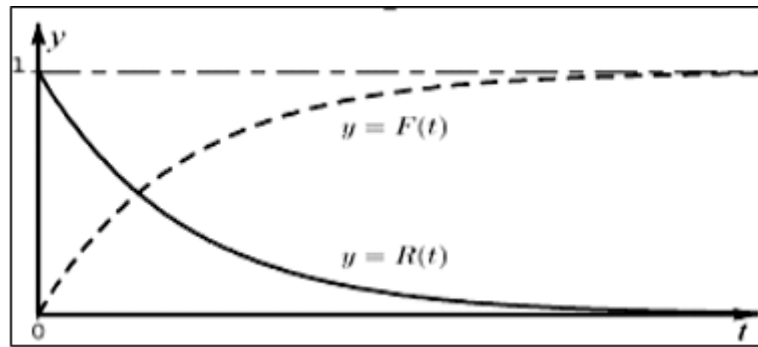


FIGURE 3.2 – Fonctions associées

**Taux de défaillance** : à partir de la connaissance de  $R(t)$  on peut définir la notion du taux de défaillance au temps  $t$  qui est noté universellement par  $\lambda(t)$ . Formellement  $\lambda(t)$  représente la probabilité d'avoir une défaillance entre  $(t, t + dt)$ , sachant qu'il n'y a pas eu de défaillance sur  $[0, t]$  [13].

Le taux de défaillance caractérise également la vitesse de variation de la fiabilité au cours du temps il est exprimé par :

$$\lambda = \frac{\text{nombre total de défaillances pendant le service}}{\text{dure total de bon fonctionnement}} (\text{temps})^{-1} \quad (3.3)$$

La durée de bon fonctionnement est égale à la durée totale en service moins la durée des défaillances.

**Temps moyen de bon fonctionnement** : le **MTBF** (*Mean Time Between Failure*) est souvent traduit comme étant la moyenne des temps de bon fonctionnement mais représente la moyenne des temps entre deux défaillances [13]. Physiquement le MTBF peut être exprimé par le rapport des temps :

$$\lambda = \frac{\text{Somme des temps de fonctionnement entre les } n \text{ défaillances}}{\text{nombre d'intervention de maintenance avec immobilisation}} \quad (3.4)$$

Si  $\lambda$  est constant :

$$MTBF = \frac{1}{\lambda}$$

Par définition le MTBF est la durée de vie moyenne du système.

### 3.1.4 Fiabilité des systèmes constitués de plusieurs composants

**En série** : la procédure en série (figure 3.3) est utilisée lorsque chaque bloc, composant ou sous-système appartenant à un même système doit fonctionner pour que l'ensemble fonctionne correctement [13].

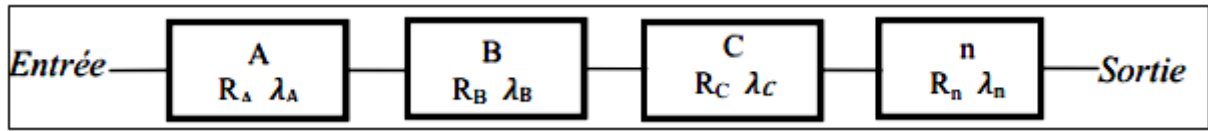


FIGURE 3.3 – Composants montés en série

La fiabilité  $R_s$  d'un ensemble de  $n$  constituants connectés en série est égale au produit des fiabilités respectives  $R_A, R_B, R_C, \dots, R_n$  de chaque composant :

$$R_s = \prod_A^n R_i \quad (3.5)$$

**En parallèle** : la fiabilité d'un système peut être augmentée en plaçant les composants en parallèle (figure 3.4). Un dispositif constitué de  $n$  composants en parallèle ne peut tomber en défaillance que si les  $n$  composants tombent en défaillance au même moment [13].

Soit les "n" composants de la figure ci-dessous montés en parallèle. La probabilité de défaillance  $F_s$  de l'ensemble des  $n$  composants en parallèle est égale au produit des probabilités de défaillance de chaque composants  $F_i$  :

$$F_s = \prod_A^n F_i \quad (3.6)$$

Si  $F_i = 1 - R_i$  donc la fiabilité  $R_s$  de l'ensemble est donnée par la relation :

$$R_s = \prod_A^n (1 - R_i) \quad (3.7)$$

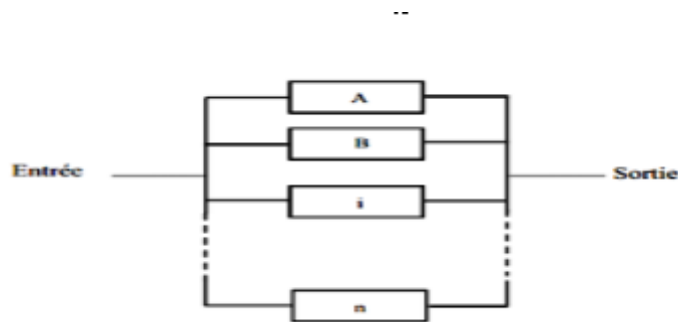


FIGURE 3.4 – Composants montés en parallèle

### 3.1.5 Lois de fiabilité

Les principales lois de fiabilité utilisées dans notre étude sont les modèles décrits ci-après [14] :

**Un dispositif réparable** : pour les composants réparables, le modèle de fiabilité est assimilé à une distribution exponentielle. Ce modèle est caractérisé par les paramètres suivants : taux de défaillance ( $\lambda$ ) et taux de réparation ( $\mu$ ). On considère que le composant opérant en continu donc le taux de défaillance ( $\lambda$ ) et le taux de réparation ( $\mu$ ) sont constant. La probabilité de défaillance s'exprime par la formule suivante :

$$F(t) = \frac{\lambda}{\lambda + \mu}(1 - e^{-(\lambda + \mu)t}) \quad (3.8)$$

**Le temps entre essais** : l'objectif des essais de contrôle est de détecter des défaillances d'un composant qui ne sont pas détectées par un diagnostic automatique du système et qui empêcherait de réaliser sa fonction instrumentée de sécurité

Ce type permet de représenter un composant qui tombe en panne selon une loi de distribution exponentielle et dont on constate la panne lors d'un test périodique. Ce modèle est caractérisé par le taux de défaillance ( $\lambda$ ) et le temps entre essais (TI), la probabilité de défaillance s'exprime par :

$$F(t) = 1 - \frac{1}{\lambda \times TI}(1 - e^{-\lambda \cdot TI}) \quad (3.9)$$

**La loi constante** : la loi Constante correspond aux éléments dont la probabilité de défaillance est constante et s'exprime par :

$$F(t) = \lambda \quad (3.10)$$

**Le temps de mission** : la probabilité de défaillance est calculée en fonction du taux de défaillance ( $\lambda$ ) et le temps de mission (TM) suit une distribution exponentielle, elle s'exprime par :

$$F(t) = 1 - e^{-\lambda \cdot TM} \quad (3.11)$$

**La fréquence  $f$**  : ce type utilisé généralement pour les événements initiateurs qui sont caractérisés par une fréquence d'occurrence constante et ne dépend pas d'un autre événement (séisme, agression externe, chute d'avion...etc.), mais on peut aussi l'utiliser avec des règles spécifiques aux événements de base d'un arbre de défaillances.

**Un dispositif non réparable** : pour les composants non réparables, la probabilité de défaillance est assimilée à une distribution exponentielle en fonction du taux de défaillance ( $\lambda$ ) et s'exprime par la formule suivante :

$$F(t) = 1 - e^{-\lambda \cdot t} \quad (3.12)$$

Où  $t$  est la durée le long de leur fonctionnement.



## 3.2 OUTILS DE DEVELOPPEMENT DES EPS

### 3.2.1 Analyse des Modes de Défaillance et de leurs Effets (AMDE)

L'AMDE est un outil méthodologique qui se trouve parmi les méthodes les plus répondues dans l'industrie chimique, pétrolière et nucléaire. Du fait, qu'elle s'adapte à l'étude systématique des dysfonctionnements potentiels d'un système et peut s'appliquer aussi à des systèmes de différentes technologies (électrique, mécanique, hydraulique...).

Il s'agit d'une méthode inductive qui part de l'identification des défaillances élémentaires des composants et permet de déduire et d'évaluer la gravité des situations qui découlent de ces défaillances [15] .

L'AMDE repose sur des concepts cadrés par un vocabulaire précis résumé dans ce qui suit [16] :

- **Défaillance** : cessation de l'aptitude d'un élément ou d'un système à accomplir une fonction requise ;
- **Mode de défaillance** : effet par lequel une défaillance est observée sur un élément du système ;
- **Cause de défaillance** : évènements qui conduisent aux modes de défaillances ;
- **Effet d'un mode de défaillance** : conséquences associées à la perte de l'aptitude d'un élément à remplir une fonction requise.

Les étapes de la méthode sont résumées comme suit :

1. **Étape 1** : décomposition et analyse fonctionnelle : Il s'agit de déterminer les composants formant le système qui fait l'objet de l'analyse, en décrivant la ou les fonctions de chacun d'eux de façon à ce que la somme des fonctions des composants assure la mission du système.
2. **Étape 2** : identification des modes de défaillances : étape centrale qui consiste à reprendre la décomposition et pour chaque composant, noter les modes de défaillances qui peuvent affecter son fonctionnement à différents états (démarrage, en fonctionnement et à la mise à l'arrêt).
3. **Étape 3** : identifications des causes de la défaillance : il s'agit dans cette étape d'associer à chaque défaillance au moins une ou plusieurs causes à l'origine de celle-ci.
4. **Étape 4** : les effets de la défaillance : il s'agit de déterminer les effets et les conséquences tant au niveau du voisinage du composant que sur tout le système.

### 3.2.2 Méthode d'analyse par arbre de défaillance (AdD)

Un arbre de défaillance est une représentation graphique de type arbre généalogique. Il représente une démarche d'analyse d'événements. Il est construit en recherchant l'ensemble des événements élémentaires, lesquels, avec une combinaison donnée dans certaines conditions, produisent un événement redouté [17]. La construction d'un arbre de défaillance revient à répondre à la question [18] : comment un événement donné peut se produire ?

L'analyse par AdD est de type déductif, elle est utilisée pour l'analyse prévisionnelle des défaillances de systèmes et aussi pour l'analyse de risque. Elle utilise une symbolique graphique particulière qui permet de présenter les résultats dans une structure arborescente [19]. Cette méthode a pour objectif, à partir d'un Événement Indésirable (redouté), défini à priori, de déterminer les combinaisons d'événements pouvant finalement conduire à cet événement. Cette analyse permet de remonter de cause en cause jusqu'aux événements de base susceptibles d'être à l'origine de l'événement redouté (ER). Les événements de base sont indépendants, et ne seront pas décomposés en éléments plus simples faute de manque de renseignements ou bien parce que cela est impossible.

Les liens entre les différents événements identifiés sont réalisés grâce à des portes logiques standards telles que ET, OU, K/N, ...etc. Aussi de nombreux symboles sont utilisés dans la méthode, par exemple, les événements sont représentés par un rectangle, un cercle ou un losange (figure 3.5).

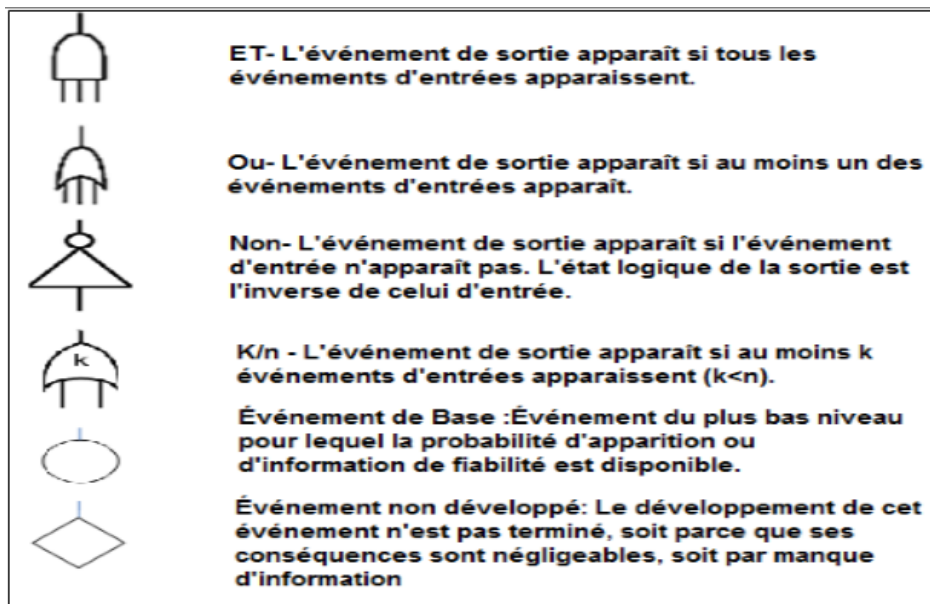


FIGURE 3.5 – Symboles utilisés par la représentation graphique des événements de l'AdD

La démarche de réalisation de l'arbre des défaillances est résumée dans la figure 3.6 [16] :

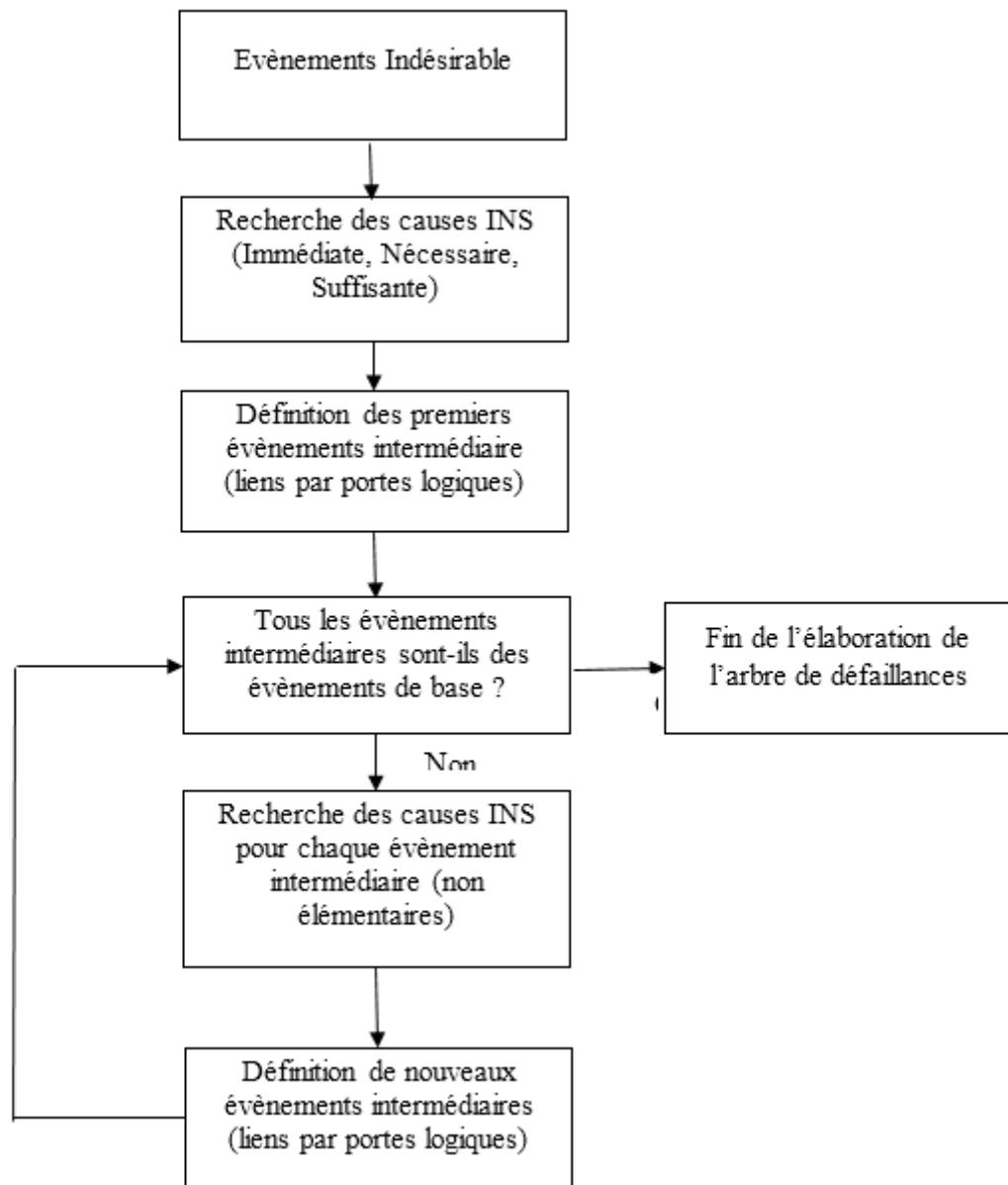


FIGURE 3.6 – Démarche pour l'élaboration d'un arbre des défaillances

### 3.2.3 Arbre d'évènements (AdE)

Après avoir utilisé l'AdD pour déterminer les causes de l'apparition des différents évènements indésirables (EI), nous allons utiliser la méthode de l'Arbre des Evènements (AdE) pour déterminer les séquences accidentelles.

L'arbre des événements (figure 3.7) est une méthode déductive qui consiste à partir d'un événement initiateur conduisant à des conséquences redoutées à envisager l'échec ou le succès des fonction de sécurité puis définir les événements susceptibles de se produire en aval de l'événement initiateur. Les barrières de sécurité et leurs fonctions doivent être identifiées en leurs affectant des probabilités de défaillance. Comme le montre la figure 3.7, l'arbre des événements construit permet d'identifier les différentes séquences d'événements susceptibles

de conduire ou non à des conséquences catastrophiques.

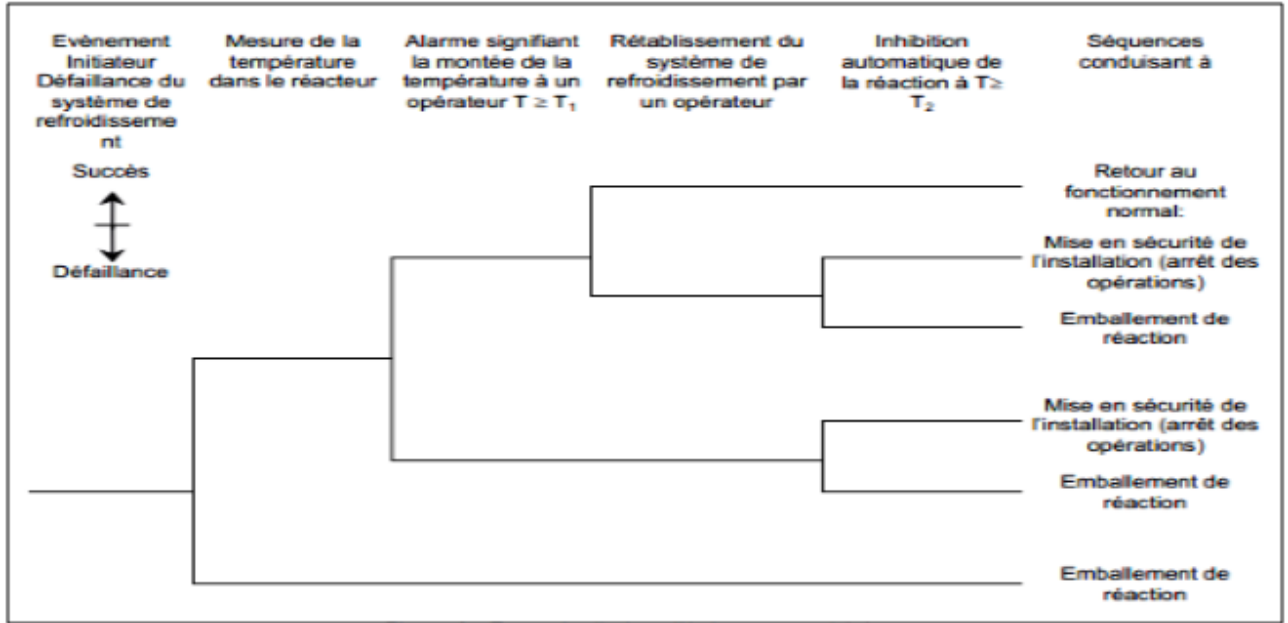


FIGURE 3.7 – Exemple d'architecture d'un arbre d'évènements

**Construction de l'arbre d'évènements** : la démarche de réalisation de l'arbre des évènements comporte plusieurs étapes [16]. On commence par la définition de l'évènement initiateur à considérer. Il s'agit d'une étape importante pour l'analyse par arbre d'évènements. Etant donné qu'il s'agit d'une approche qui peut vite se révéler lourde à mener, il est généralement recommandé de sélectionner un évènement initiateur qui peut effectivement conduire à une situation critique.

La deuxième étape est l'identification des fonctions de sécurité. Elles doivent être assurées par des barrières en réponse à l'évènement initiateur. Elles ont en général pour objectif d'empêcher, dans la mesure du possible, que l'évènement initiateur soit à l'origine d'un accident majeur.

La troisième étape est la construction de l'arbre. Elle consiste, à partir de l'évènement indésirable, à envisager soit le bon fonctionnement, soit la défaillance de la première fonction de sécurité. L'évènement initiateur est représenté schématiquement par un trait horizontal. Le moment où doit survenir la première fonction de sécurité est représentée par un nœud. La branche supérieure correspond généralement au succès de la fonction de sécurité la branche inférieure à la défaillance de cette fonction.

La suite de la méthode consiste alors à examiner le développement de chaque branche de manière itérative en considérant systématiquement le fonctionnement ou la défaillance du système de sécurité suivant.

La quatrième et dernière étape est l'exploitation de l'arbre, Cette dernière ne peut être effectuée qu'à partir d'un arbre d'évènements préalablement réduit. La réduction de l'arbre concourt entre autres, à éliminer les chemins non physiquement possibles ainsi qu'à identifier les modes communs de défaillances. Cette opération est nécessaire pour assurer l'indépendance des évènements intermédiaires présentés [20].

La probabilité d'occurrence d'une conséquence suite à une séquence particulière, peut alors être estimée, pour des évènements indépendants, comme le produit de la probabilité d'occurrence de l'évènement initiateur et de la probabilité de défaillance ou de fonctionnement selon le cheminement des évènements intermédiaires.

La figure 3.8 résume la démarche de réalisation de l'arbre d'évènements, et l'enchaînement des étapes de la méthode.

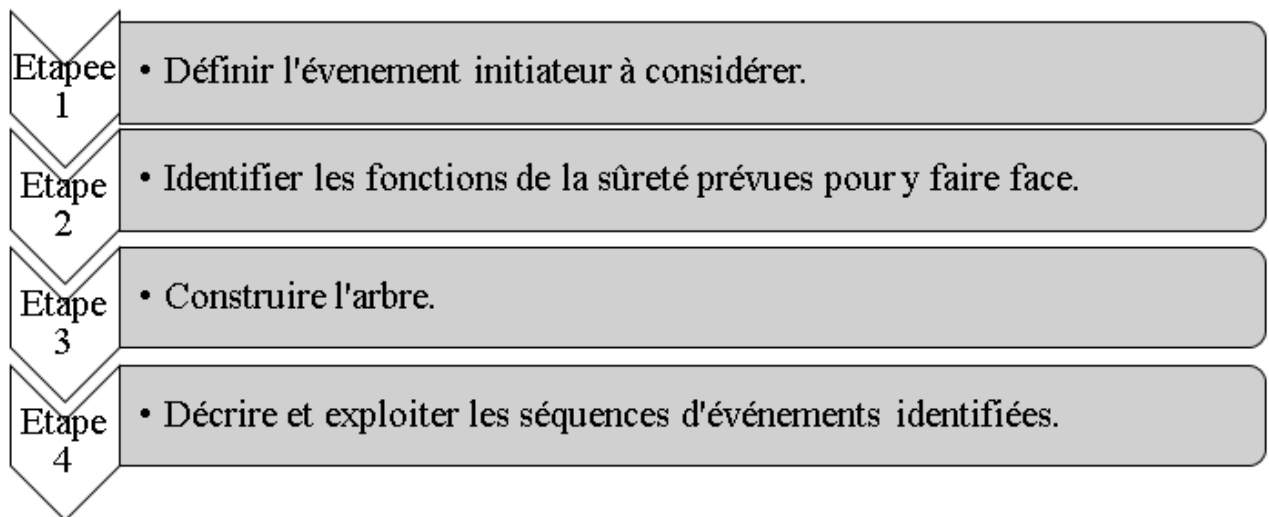


FIGURE 3.8 – Démarche de réalisation de l'Arbre d'Evènements

La première partie de ce chapitre a porté sur la définition du concept de la fiabilité des systèmes que nous allons utiliser pour de déterminer la probabilité d'occurrence des évènements initiateurs et évaluer la fiabilité des différents systèmes de sûreté afin de calculer leurs probabilité de défaillance. Dans la deuxième partie nous avons développé l'enchaînement des trois méthodes principales AMDE, ADD et ADE utilisées pour le déploiement des EPS.

## Chapitre 4

# IMPLÉMENTATION D'UNE EPS DANS UN RÉACTEUR NUCLEAIRE DE RECHERCHE

# IMPLÉMENTATION D'UNE EPS DANS UN RÉACTEUR NUCLEAIRE DE RECHERCHE

Les réacteurs nucléaires peuvent être classés en deux catégories : Les réacteurs de recherche pour la production des neutrons et des radio-isotopes et les réacteurs de puissances pour la production de l'énergie ainsi que pour les cycles combinés (chaleur -électricité) utilisés pour le dessalement d'eau de mer. La démarche générale adoptée dans les études probabilistes de sûreté (EPS) pour l'évaluation du niveau de sûreté d'une installation nucléaire est applicable de manière similaire aussi bien pour les réacteurs de puissance que pour les réacteurs de recherche.

Dans le cadre de notre travail, nous avons considéré l'implémentation d'une étude probabiliste de sûreté (EPS) d'un réacteur nucléaire de recherche modèle à eau légère de moyenne puissance choisie égale à 03 MW. La conception de ce réacteur modèle, objet de l'étude, s'articule essentiellement sur la conception de base du réacteur nucléaire de recherche NUR qui est un réacteur à eau légère et dont on décrit le fonctionnement et les systèmes plus en détail dans les sections qui suivent.

## 4.1 ÉTUDE DÉTAILLÉE DES SYSTEMES DE RÉACTEUR NUCLEAIRE DU RECHERCHE NUR

La compréhension du fonctionnement du réacteur de recherche générique nécessite une décomposition de ce dernier en sous-systèmes. Les sous-systèmes à leur tour doivent être décomposés en entités, et pour chaque entité, nous devons décrire la tâche, les conditions de fonctionnement et le mode de fonctionnement. Le tableau de **l'annexe 1** illustre la décomposition fonctionnelle des deux systèmes que nous avons pris en considération dans notre étude, celui du refroidissement et le système de ventilation.

## 4.2 CHOIX DES ÉVENEMENTS INITIATEURS

Pour permettre l'élaboration et l'implémentation de l'étude probabiliste sur le réacteur modèle, nous avons choisi trois (03) événements initiateurs jugés d'après la littérature spécialisée [8] les plus significatifs en terme de probabilité d'occurrence. Il s'agit des événements initiateurs suivants :

1. La perte de réfrigérant (LOCA)
2. La perte de débit dans le circuit primaire (LOFA)
3. La perte de la source froide du secondaire (LOHS)

Ces évènements concernent le système de refroidissement du cœur. L'importance conférée à ce système est justifiée par le rôle important qu'il joue dans le fonctionnement d'un réacteur nucléaire. Il s'agit d'évacuer la chaleur produite dans le cœur du réacteur lors de la réaction en chaîne. Cette fonction est assurée par le biais de deux circuits (primaire et secondaire). La perte de la capacité de refroidissement du cœur conduit vraisemblablement à son endommagement. De ce fait, les concepteurs des réacteurs nucléaires donnent une importance majeure à la conception des deux circuits de refroidissement (primaire et secondaire).

Dès lors, notre étude probabiliste se limitera à l'élaboration et l'évaluation des séquences accidentelles liées à ces trois évènements initiateurs à savoir : l'accident de perte de réfrigérant (LOCA), l'accident de perte de débit (LOFA) et l'accident de perte de la source froide (LOHS).

## 4.3 QUANTIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS

Avant de calculer la probabilité d'occurrence des évènements initiateurs il est nécessaire d'identifier et d'analyser les évènements de base qui peuvent conduire à ces évènements et de construire ainsi l'arbre de défaillances de chaque évènement.

### 4.3.1 La perte de réfrigérant (LOCA)

#### Analyse des évènements de base de LOCA

Le réfrigérant circulant dans le circuit primaire est une eau déminéralisée, qui sert comme un blindage naturel contre la dispersion de la matière radioactive. Cette eau a aussi une fonction primordiale dans le réacteur qui est le refroidissement du cœur du réacteur.

La perte d'inventaire de réfrigérant dans le circuit primaire se répercute sur la disponibilité de refroidissement du cœur du réacteur. Les équipements suivants ont été pris en considération pour l'analyse : les conduits et les vannes du circuit primaire, le réservoir de décroissance, la pompe primaire et l'échangeur de chaleur.

**Rupture de canalisation et rupture d'une vanne :** cet évènement tient compte d'un problème dans une canalisation du circuit primaire suite à une surpression, une corrosion ... etc. et d'un problème d'une vanne dans ce circuit de refroidissement résultant lors d'une erreur de maintenance, surpression, etc...

**Rupture du réservoir de décroissance :** cet évènement tient compte d'un problème partiel du réservoir de décroissance suite à une corrosion ou une surpression.



**Rupture des pompes du circuit primaire :** cet évènement prend en considération les défauts de châssis ou des scellements de l'axe de la pompe. L'évènement le plus réaliste est de tenir compte d'une rupture partielle des scellements de l'axe de la pompe qui pourraie provoquer un évènement LOCA,

**Rupture de l'échangeur de chaleur :** la rupture de l'échangeur de chaleur pourrait survenir suite à une surprission.

Le tableau 4.1 indique les niveaux de protection liés à cet évènement de base appliquant la philosophie du principe de défense en profondeur.

### Arbre de défaillances de l'évènement LOCA

La perte de réfrigérant est la conséquence d'une rupture de l'un des composants du circuit primaire : la tuyauterie, la pompe, l'échangeur et la cuve de décroissance. La figure 4.1 représente l'arbre de défaillance « la perte de réfrigérant (LOCA) :

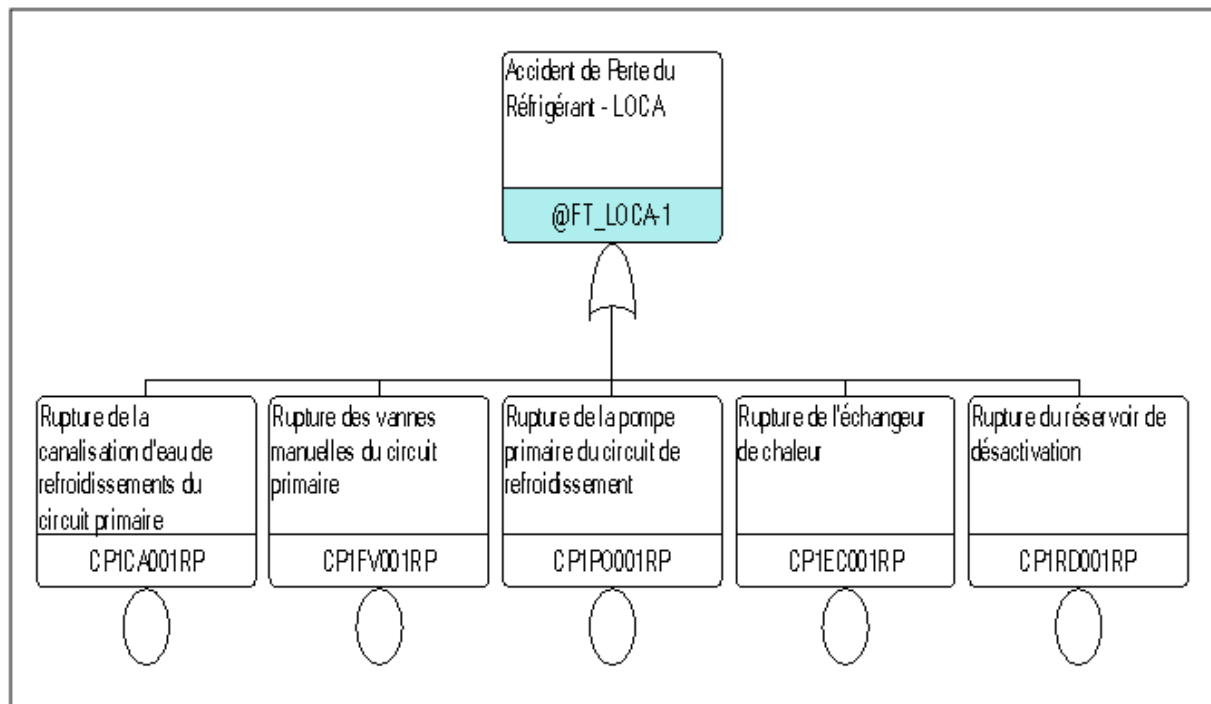


FIGURE 4.1 – Arbre de défaillances de l'évènement initiateur LOCA

### Probabilité d'occurrence de l'évènement initiateur LOCA

La probabilité d'occurrence de l'évènement de perte de réfrigérant (LOCA) est la somme des probabilités de rupture de l'un des composants du circuit primaire. Le taux de défaillance de chaque composant est donné dans le tableau 4.2.

TABLE 4.1 – Analyse de défense en profondeur des évènements de bases d'un (LOCA).

Niveau	Principales caractéristiques	Caractéristiques de la sûreté
01	<b>Conception conservative et caractéristiques de sûreté intrinsèque</b>	<p>Les composants de haut qualité</p> <hr/> <p>Pression et température faible d'exploitation</p> <hr/> <p>La pompe supportant le séisme</p> <hr/> <p>Eau déminéralisée à haute qualité pour éviter la corrosion de la canalisation.</p> <hr/> <p>Programme de maintenance approprié.</p> <hr/> <p>Système approprié d'inspection et de tests pendant l'installation et le fonctionnement du réacteur.</p> <hr/> <p>Détecteurs de perte du réfrigérant.</p>
02	<b>Contrôle du fonctionnement et réponse au dysfonctionnement</b>	<p>Alarme en raison de :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Niveau d'eau élevé dans les détecteurs de perte d'eau.</li> <li>- Faible niveau d'eau dans la piscine du réacteur.</li> <li>- Faible chute de la pression du coeur.</li> <li>- Niveau élevé de vibration de la pompe</li> </ul> <hr/> <p>Système de détection des vibrations dans le moteur ou le volant d'inertie de la pompe.</p>
03	<b>Contrôle d'accident</b>	<p>Système d'arrêt d'urgence émet un signal de trip en raison de :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Faible niveau d'eau dans la piscine du réacteur.</li> <li>- Légère baisse de pression du coeur ou faible débit du réfrigérant.</li> </ul>

TABLE 4.2 – Modes et taux de défaillance des systèmes considérés pour le LOCA

Composant	Mode de défaillance	Taux de défaillance ( $h^{-1}$ )	Référence
Tuyauterie	Rupture	$1,5 \cdot 10^{-10} h^{-1} \cdot ft^{-1}$	NUREG/CR-6928
Échangeur de chaleur	Rupture	$7,10 \cdot 10^{-7}$	IAEA-TECDOC- 478
Réservoir de désactivation	Rupture	$7,10 \cdot 10^{-7}$	IAEA-TECDOC- 478
Pompes	Rupture	$8,05 \cdot 10^{-9}$	NUREG/CR-6928
Vanne manuelle	Rupture	$3,12 \cdot 10^{-9}$	NUREG/CR-6928

Les composants du circuit primaire considérés dans LOCA sont utilisés tout au long du fonctionnement du réacteur. Sachant que ce dernier fonctionne 52 semaines par an ce qui signifie un temps de mission  $TM = 5760 \text{ h}$ , d'où le modèle utilisé pour calculer la probabilité de défaillance des composants est « le temps de mission » donné par l'équation (3.11)

$$P(def) = 1 - e^{-\lambda \cdot TM}$$

- **La probabilité de rupture de la tuyauterie :** La tuyauterie a un taux de défaillance par unité de longueur. Avant de calculer la probabilité de l'évènement initiateur nous devons déduire la probabilité de rupture des tuyauteries.

$$\lambda_{rup.tuyautri} = \lambda_{ft^{-1}} \times L$$

Où  $L$  : est la longueur totale de la tuyauterie dans le circuit primaire et  $\lambda_{ft^{-1}}$  est le taux de défaillance par unité de longueur

$$\lambda_{rup.tuyautri} = 1,68 \cdot 10^{-08} \times 150(ft)$$

$$\lambda_{rup.tuyautri} = 2,52 \cdot 10^{-06} h^{-1}$$

la probabilité de rupture de la tuyauterie est :

$$P(Rupture\ tuyauterie) = 1 - e^{-\lambda \cdot TM}$$

$$P(Rupture\ tuyauterie) = 1 - e^{-2,52 \cdot 10^{-06} \times 7560}$$

$$P(Rupture\ tuyauterie) = 1,45 \cdot 10^{-02}$$

- **La probabilité de rupture de la vanne :** Le circuit primaire contient 07 vannes manuelles en série ayant le même taux de défaillance. L'évènement de base de la rupture de vanne se réfère à la rupture de l'une de ces vannes. Pour calculer la probabilité de rupture de la vanne, nous devons considérer toutes les vannes du circuit, d'où :

$$\lambda_{rup. \text{ vanne}} = \lambda_{rup. \text{ d'une vanne}} \times \text{Nbre de vannes}$$

$$\lambda_{rup. \text{ vanne}} = 3,12 \cdot 10^{-09} \times 7 = 2,184 \cdot 10^{-08} h^{-1}$$

La probabilité de défaillance de la vanne est :

$$P(\text{Rupture vannes}) = 1 - e^{-\lambda \cdot TM}$$

$$P(\text{Rupture vannes}) = 1 - e^{-2,184 \cdot 10^{-08} \times 7560}$$

$$P(\text{Rupture vannes}) = 1,26 \cdot 10^{-04}$$

On procède, pour les autres composants, de la même façon pour le calcul de la probabilité de défaillance. Les résultats sont récapitulés dans le tableau 4.3.

Le calcul de la probabilité finale de l'évènement initiateur LOCA est :

$$P(LOCA) = \sum_{i=1}^n P_i(C)$$

$$P(LOCA) = P(\text{Rupture vannes}) + P(\text{Rupture tyauterie})$$

$$+ P(\text{Rupture pompe}) + P(\text{Rupture echan. de chaleur}) + P(\text{Rupture r. de décroissance})$$

$$P(LOCA) = 2,2 \times 10^{-02}$$

TABLE 4.3 – Probabilités de défaillance des évènements de base intervenant dans LOCA

Evènement de base	Paramètre de fiabilité		
	Modèle de fiabilité	TM (heures)	Probabilité de défaillance
Rupture de tuyauterie	Temps de mission	7560	$1,45 \cdot 10^{-02}$
Rupture échan. de chaleur	Temps de mission	7560	$4,08 \cdot 10^{-03}$
Rupture . de désactivation	Temps de mission	7560	$4,08 \cdot 10^{-03}$
Rupture pompes	Temps de mission	7560	$4,63 \cdot 10^{-05}$
rupture vanne manuelle	Temps de mission	7560	$1,26 \cdot 10^{-04}$
<b>La probabilité d'occurrence de l'évènement initiateur LOCA</b>			$9,19 \cdot 10^{-03}$

### 4.3.2 La perte de débit LOFA

#### Analyse des évènements de base de LOFA

Le débit de réfrigérant circulant dans le circuit primaire est configuré d'une façon à assurer un refroidissement optimal du cœur du réacteur. Cette fonction est assurée par le biais de refoulement de la pompe primaire. Un évènement LOFA est associé à une baisse de débit de réfrigérant dans le cœur en raison de défaillance de la pompe primaire ou d'une obstruction de l'échangeur de chaleur.

**Défaillance de la pompe primaire :** la défaillance de la pompe primaire résulte de la défaillance de l'une de ces composantes (défaillance de l'arbre électrique, défaillance du moteur, défaillance de l'armoire électrique et défaillance mécanique de la pompe).

**Obstruction de l'échangeur de chaleur du côté primaire :** l'obstruction de l'échangeur de chaleur de côté primaire pourrait survenir suite à la présence d'un objet isolé dans ce dernier.

Le tableau 4.4 indique les niveaux de protection liés à cet évènement de base appliquant la philosophie du principe de défense en profondeur.

#### Arbre de défaillance de l'évènement LOFA

La perte de débit est la résultante d'une défaillance au niveau de la pompe primaire ou une défaillance de l'échangeur de chaleur. La figure 4.2 représente l'arbre de défaillances de perte de débit du réfrigérant (LOFA).

TABLE 4.4 – Analyse de défense en profondeur des évènements de base d'un (LOFA).

Niveau	Principales caractéristiques	Caractéristiques de la sûreté
<b>01</b>	<b>Conception conservative et caractéristiques de sûreté intrinsèque</b>	L'échangeur et la pompe conçus et fabriqués conformément aux codes et standards internationaux de conception dans le cadre d'un plan de contrôle de qualité. <hr/> Programme approprié de maintenance
<b>02</b>	<b>Contrôle du fonctionnement et réponse au dysfonctionnement</b>	Alarme : - Forte vibration dans la pompe secondaire - Température élevée de la pompe - Faible débit du circuit secondaire. - Température élevée à l'entrée et à la sortie du cœur. <hr/> Système de détection des vibrations au niveau de la pompe de primaire.
<b>Niveau 03</b>	<b>Contrôle d'accident</b>	Système de protection du réacteur émettent un signal de trip en raison de : - Faible débit du réfrigérant dans le primaire. - Faible chute de pression dans le cœur.

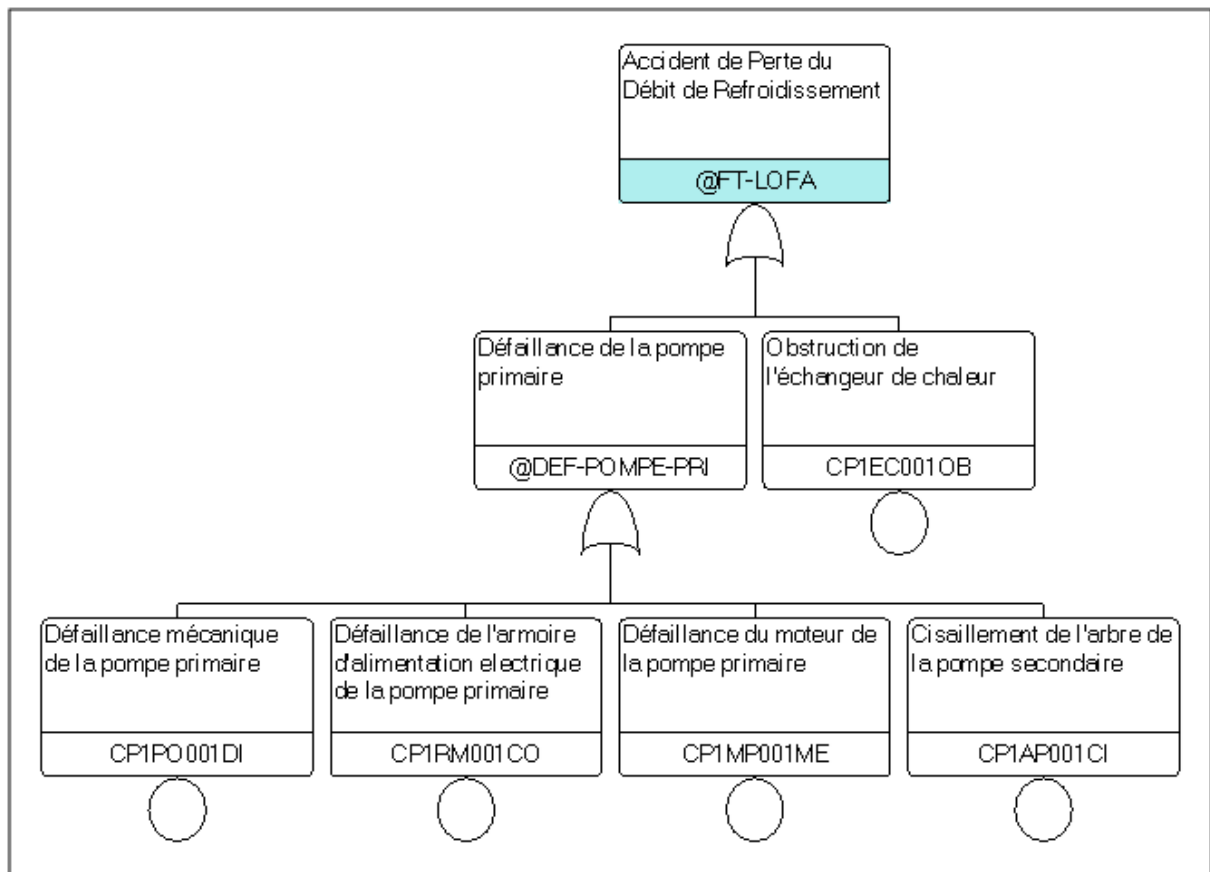


FIGURE 4.2 – Arbre de défaillance de l'évènement initiateur LOFA

TABLE 4.5 – Modes et taux de défaillance des systèmes considérés pour le LOFA

Composant	Mode de défaillance	Taux de défaillance ( $h^{-1}$ )	Référence
Arbre de la pompe primaire	Cisaillement	$2,8.10^{-08}$	EXIDA
Armoire électrique	Défaillance au cours de l'opération	$2,61.10^{-07}$	NUREG/CR-6928
Moteur électrique	Arrêt durant le fonctionnement	$3,53.10^{-06}$	NUREG/CR-6928
La pompe	Défaillance mécanique	$3,53.10^{-06}$	NUREG/CR-6928
L'échangeur de chaleur	Obstruction de l'échangeur de chaleur	$5,70.10^{-06}$	IAEA – TECDOC-478

### Probabilité d'occurrence de l'évènement initiateur LOFA

La probabilité d'occurrence de l'évènement de perte de débit (LOFA) est la somme des probabilités de défaillance de la pompe primaire et la probabilité de l'obstruction de l'échangeur de chaleur. Le taux de défaillance de chaque composant est donné dans le tableau 4.5.

Les composants du circuit primaire considérés dans LOFA sont utilisés tout au long du fonctionnement du réacteur. Sachant que ce dernier fonctionne 52 semaines par an ce qui signifie un temps de mission  $TM = 5760 \text{ h}$ . Le modèle utilisé pour calculer la probabilité de défaillance des composants est le temps de mission donné par l'équation (3.11).

Les résultats obtenus sont transcrits dans le tableau 4.6.

### 4.3.3 La perte de source froide du secondaire (LOHS)

#### Analyse des évènements de base de LOHS

Le système de refroidissement secondaire est assuré par le transfert et la récupération de la chaleur générée par le circuit primaire au moyen de l'échangeur de chaleur vers la tour de refroidissement. Les équipements du circuit secondaire pris en compte pour l'analyse sont les conduits et les vannes du circuit primaire, la pompe secondaire et l'échangeur de chaleur.

**Obstruction de l'échangeur de chaleur du côté secondaire :** L'obstruction des canalisations de l'échangeur pourrait survenir en raison de la présence d'un objet isolé dans



TABLE 4.6 – Probabilités de défaillance des évènements de base intervenant dans LOFA

Evènement de base	Paramétré de fiabilité		
	Modèle de fiabilité	TM (heures)	Probabilité de défaillance
Cisaillement de l'arbre	Temps de mission	7560	$1,61.10^{-04}$
Défaillance de l'armoire électrique	Temps de mission	7560	$1,50.10^{-03}$
Défaillance mécanique de la pompe	Temps de mission	7560	$2,01.10^{-02}$
Défaillance du moteur	Temps de mission	7560	$2,01.10^{-02}$
<b>Défaillance de la pompe primaire</b>			$4,02.10^{-02}$
Obstruction de l'échan. de chaleur	Temps de mission	7560	$3,23.10^{-02}$
<b>La probabilité d'occurrence de l'évènement initiateur LOFA</b>			$7,25.10^{-02}$

ce dernier, dans ce cas l'échangeur de chaleur en raison de sa caractéristique de conception fonctionne comme un filtre retenant les objets passant par le circuit secondaire.

La pompe principale du secondaire liée avec la tour de refroidissement par le biais de grilles qui fonctionnent comme des filtres permettent d'éviter l'aspiration d'objet volumineux pouvant endommager la pompe secondaire.

Toute obstruction survenant à l'intérieur du circuit secondaire provoquerait une baisse du débit du réfrigérant et donc une augmentation de température à l'entrée du cœur.

**Défaillance de la pompe secondaire :** La défaillance de la pompe secondaire engendre une perte de source froide qui se répercutera par une augmentation de température du cœur

**Défaillance de la tour de refroidissement :** la défaillance de la tour refroidissement peut survenir suite à un dysfonctionnement du ventilateur de la tour. Cet évènement provoque ainsi une augmentation de la température d'entrée au cœur

Le tableau 4.7 indique les niveaux de protection liés à cet évènement de base appliquant la philosophie du principe de défense en profondeur.

TABLE 4.7 – Analyse de défense en profondeur des évènements de bases d'un (LOHS)

Niveau	Principales caractéristiques	Caractéristiques de la sûreté
01	Conception conservative et caractéristiques de sûreté intrinsèque	Programme approprié de maintenance Echangeur de chaleur de type plaque fonctionne comme filtre d'objets isolée pour éviter l'obstruction de la pompe Marge de conception appropriée Système de contrôle d'eau du secondaire approprié.
02	Contrôle du fonctionnement et réponse au dysfonctionnement	Alarme : - Forte vibration dans la pompe secondaire - Température élevée de la pompe - Faible débit du circuit secondaire. - Température élevée à l'entrée et à la sortie du cœur. Système de détection des vibrations au niveau de la pompe de secondaire
03	Contrôle de l'accident	Système de protection du réacteur émet un signal de trip en raison d'une température élevée de sortie du cœur

### Arbre de défaillances de l'évènement LOHS

Une défaillance de l'un des composants du circuit secondaire conduit à une perte de source de refroidissement qui engendre une augmentation de la température de l'eau du circuit primaire. La figure 4.3 représente l'arbre de défaillances de « la perte de réfrigérant (LOHS).

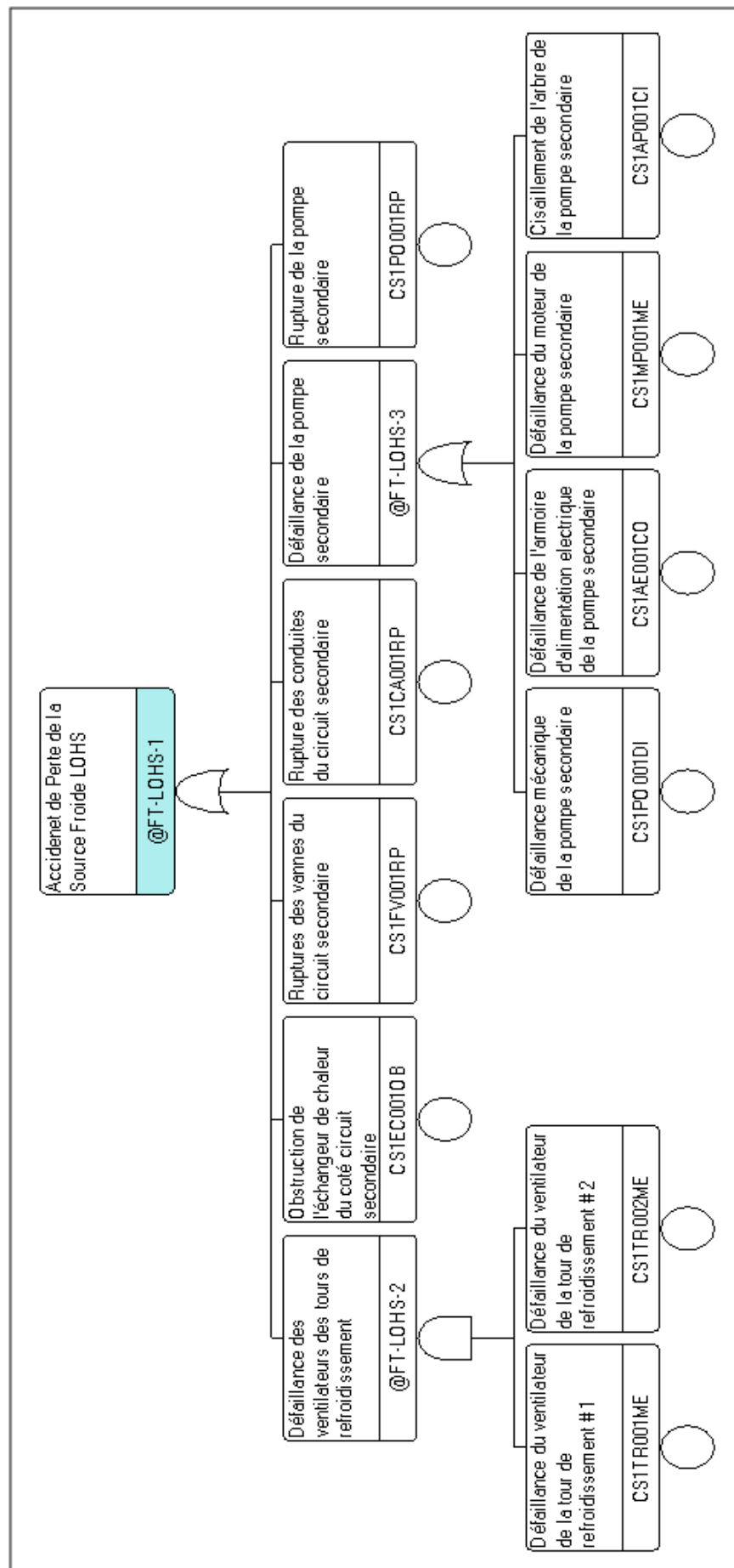


FIGURE 4.3 – Arbre de défaillance de l'évènement initiateur LOHS

### Probabilité d'occurrence de l'évènement initiateur LOHS

La probabilité d'occurrence de l'évènement de perte de source froide secondaire est la somme des probabilités de défaillance de l'un des composants du circuit secondaire. Le taux de défaillance de chaque composant est donné dans le tableau 4.8.

TABLE 4.8 – Modes et taux de défaillance des systèmes considérés pour le LOHS

Composant	Mode de défaillance	Taux de défaillance ( $h^{-1}$ )	Référence
Pompe secondaire	Rupture de la pompe et le réacteur en marche	$4,54.10^{-06}$	NUREG/CR-6928
Tour de refroidisse- ment	Arrêt du ventilateur de la tour lors du fonctionnement	$5,95.10^{-07}$	NUREG/CR-6928
Tuyauterie	Double rupture	$1,50.10^{-10}$	NUREG/CR-6928
Vannes	Rupture des vannes	$2,50.10^{-08}$	NUREG/CR-6928
Échan. de chaleur	Obstruction global de l'échangeur de chaleur	$5,70.10^{-06}$	IAEA – TECDOC- 478

Les composants du circuit secondaire considérés dans LOFA sont utilisés le long du fonctionnement du réacteur. Sachant que ce dernier fonctionne 52 semaines par an ce qui signifie un temps de mission de  $\mathbf{TM= 5760 h}$ , le modèle utilisé pour calculer la probabilité de défaillance des composants est « le temps de mission », il est donné par l'équation (3.11).

Les résultats obtenus sont transcrits dans le tableau 4.9 ci-dessous :

TABLE 4.9 – Probabilités de défaillance des évènements de base intervenant dans LOHS

Evènement de base	Paramétré de fiabilité		
	Modèle de fiabilité	TM (heures)	Probabilité de défaillance
Défaillance de la tour de refroidissement	Temps de mission	7560	1, $17.10^{-05}$
Rupture de la tuyauterie	Temps de mission	7560	1, $45.10^{-02}$
Rupture de la vanne	Temps de mission	7560	8, $64.10^{-04}$
Défaillance de la pompe secondaire	Temps de mission	7560	4, $16.10^{-04}$
Rupture de la pompe secondaire	Temps de mission	7560	2, $58.10^{-02}$
Obstruction de l'échangeur	Temps de mission	7560	3, $23.10^{-02}$
<b>La probabilité d'occurrence de l'évènement initiateur LOHS</b>			7, $39.10^{-02}$

## 4.4 ANALYSE DES SYSTEMES DE SÛRETÉ

Le réacteur de recherche modèle, objet de l'étude, contient l'ensemble des systèmes de sûreté suivants :

- Système de confinement (SCMV) ;
- Système d'arrêt d'urgence (RPS) ;
- Système de refroidissement à court terme (STC) ;
- Système de refroidissement du cœur à long terme (FV) ;
- Système rupteur de vide (SB).

Ces systèmes permettent de contrôler, d'alerter et d'arrêter une évolution anormale susceptible de conduire à un évènement non souhaitable.

### 4.4.1 Système de confinement (SCMV) :

La fonction du système est de minimiser les rejets radioactifs vers l'extérieur. Le SCMV est composé de deux systèmes de sûreté liés entre eux : le système d'extraction et le système de recirculation de l'air. Ces deux systèmes sont détaillés dans les sections suivantes.

- **Le système d'extraction** : Ce système est composé du bâtiment du réacteur et des vannes d'isolation. Le bâtiment du réacteur constitue une barrière contre l'émission incontrôlée des rejets radioactifs vers l'environnement. Il est construit de façon à garder

son intégrité en cas d'évènements externes de type séisme. Les vannes d'isolation (FV211, FV600, FV730) sont installées pour empêcher la sortie de l'air contaminé vers l'extérieur. Leur conception répond à des exigences extrêmes en matière d'étanchéité et d'efficacité.

- **Le système de recirculation** : Ce système est composé d'une série de filtres, de ventilateurs, de persiennes et de vannes qui ont pour fonctions l'extraction et le recyclage de l'air contenu dans le bâtiment du réacteur.

### Déclenchement du système

#### **En mode de fonctionnement normal** :

- L'air s'injecte à travers le système d'injection avec un débit de  $6000 \text{ m}^3.h^{-1}$ ,
- La vanne FV211 du système de recirculation est fermée, l'air traverse le by-pass pour homogénéiser l'air dans l'enceinte du réacteur,
- L'air passe par la vanne FV600 et la vanne FV730, qui sont ouvertes, vers les ventilateurs VE1 et VE2 qui fonctionnent en redondance.

**En mode d'urgence** (les niveaux de contaminations dépassent les normes) : Dans un cas accidentel, l'opération qui doit se faire consiste à ne pas laisser l'air contaminé s'échapper vers l'extérieur ; pour cela :

- La vanne FV120 est mi- ouverte, laissant passer l'air avec un débit de  $1200 \text{ m}^3.h^{-1}$ ,
- Le système de recirculation fonctionne en double vitesse des ventilateurs, forçant ainsi l'air à passer par le banc des filtres,
- Pour éviter une fuite incontrôlée d'air contaminé, le système d'extraction fonctionne à un débit de  $1200 \text{ m}^3.h^{-1}$ , la vanne FV600 dans ce cas doit être mi- ouverte, au même temps la vanne FV730 est fermée, laissant dans ce cas l'air passer par le banc des filtres.

### 4.4.2 Système d'arrêt d'urgence (RPS)

Le système de protection du réacteur a pour fonction l'arrêt d'urgence de la réaction en chaîne en cas accidentel afin de minimiser le risque de l'installation. Il est constitué de différents composants qui assurent d'une façon complémentaire la fonction globale du système.

**Mécanisme de commande** La fonction de ces mécanismes est celle d'actionner le mouvement des barres de contrôle. Les barres sont caractérisées par deux mouvements :

- Le premier est vertical ascendant-descendant assurant le contrôle de la réactivité dans le cœur ou l'arrêt lent du réacteur ; par l'action d'un moteur pas à pas.
- Le deuxième mouvement est vertical descendant, assuré par l'enlèvement de l'énergie électrique de l'électro-aimant, dans ce cas les barres s'introduisent dans le réacteur subitement par le fait de leurs propre poids (SCRAM). Cependant, un système de freinage pneumatique léger assure un arrêt rapide et sécurisé.

Il n'y a pas de demande de SCRAM si les conditions représentées dans le tableau de **l'annexe 2** sont réunies. La figure de **l'annexe 3** représente la logique pour que le SCRAM ne se déclenche pas.

**Barres de contrôle de sûreté** Elles sont en alliages métalliques (Argent, Indium et Cadmium) absorbants de neutrons. Leurs fonction est de rendre l'état de la réaction nucléaire moins critique, et de le maintenir pendant le temps nécessaire.

**Canaux de détection** Ces dispositifs servent à surveiller les différents paramètres liés au fonctionnement du réacteur (pression, débit, température, population neutronique ...). La détection se fait au moyen de trois ensembles différents de détection, ceux qui comprennent de façon conservatrice l'ensemble des paramètres de déclenchement présentés dans le tableau de **l'annexe 4**. Les trois ensembles susmentionnés sont :

- Détection par un paramètre avec une logique 2/3 ;
- Détection par un paramètre avec une logique 1/1 ;
- Détection par deux paramètres avec une logique 2/3 et 1/1 ;

## Déclenchement du système

Le système d'arrêt est actionné de deux façons :

**L'actionnement automatique** Dans ce cas d'actionnement l'arrêt du réacteur est régi par une logique qui permet, en analysant le signal provenant des différents capteurs, la coupure du courant qui alimente l'électro-aimant et par conséquent, la chute libre des barres dans le réacteur.

**Actionnement manuel** le fonctionnement de ce cas dépend de l'action humaine qui réagit face à une situation d'urgence selon deux situations :

- **Avec activation d'alarmes** : l'opérateur agit directement en voyant les alarmes.
- **Sans activation d'alarmes** : l'opérateur doit effectuer une analyse des données avant d'agir sur le système.

### 4.4.3 Système de refroidissement d'urgence du cœur (STC)

La fonction du système de refroidissement à court terme du cœur consiste à évacuer la chaleur résiduelle pendant les 30 secondes suivant l'arrêt du réacteur par convection forcée. Ensuite le système de refroidissement à long terme prend le relais et évacue la chaleur restante par convection naturelle. Le système de refroidissement à court terme est constitué d'un système de volant moteur (volant d'inertie). Le volant moteur est un système rotatif permettant le stockage et la restitution de l'énergie cinétique. Il s'agit d'une masse attachée à l'arbre d'accouplement pompe-moteur dans le but de donner à l'arbre une grande inertie en rotation en cas d'une coupure de l'énergie électrique pour que la pompe continue à fonctionner durant les premières 30 secondes après le déclenchement de SCRAM. La figure 4.4 montre un schéma simplifié d'un volant moteur.

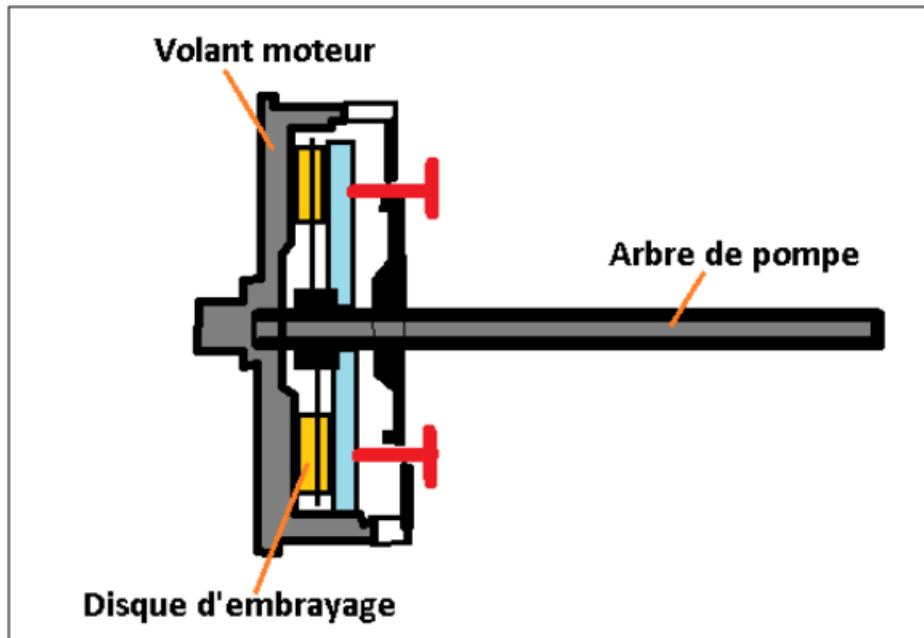


FIGURE 4.4 – Schéma simplifié d'un volant moteur

### 4.4.4 Système de refroidissement à long terme du cœur (FV)

Ce système a pour objet d'évacuer la chaleur résiduelle provenant du cœur en cas d'arrêt à cause de la perte de débit du réfrigérant. Cette fonction est assurée par le phénomène de convection naturelle. La chaleur résiduelle peut provoquer l'endommagement des éléments combustibles dans le cœur, la fonction de sûreté assure dans ce cas le maintien de la température du cœur à un niveau acceptable en cas de perte de débit. Cette fonction est assurée par un système constitué d'une vanne appelée « Clapet ». Il est monté sur la conduite de la sortie du cœur à une hauteur bien déterminée. Cette partie de la tuyauterie est inclinée de 20% par rapport à l'horizontale.



Le principe de fonctionnement de cette vanne est l'ouverture du couvercle par l'effet de son poids. Ce couvercle, dans le fonctionnement normal du réacteur, est en position de fermeture, cette position résulte de la création d'une dépression dans les conduites du circuit primaire par le fait de la pompe primaire. Dans le cas de l'absence de cette force, le clapet s'ouvre par gravité, permettant dans ce cas la circulation de l'eau dans le sens opposé de fonctionnement normal.

#### 4.4.5 Système des brises siphons (SB)

Le système des brises siphons (figure 4.5) sont des systèmes installés sur la tuyauterie du primaire à l'entrée et à la sortie du cœur du réacteur, dans le but de minimiser l'effet d'une perte du réfrigérant, qui peut ensuite conduire à une découverte partielle ou totale du cœur.

A l'entrée du cœur, la brise siphon est constitué d'un orifice percé sur la conduite, d'un diamètre bien déterminé. Cet orifice permet l'introduction de l'air dans les conduite en cas d'une diminution de niveau du réfrigérant dans la cuve, évitant par conséquent, la découverte du cœur. A la sortie du cœur, ce système est constitué d'une partie de tuyauterie, raccordée à la conduite du primaire. Son fonctionnement est le même que celui de l'orifice à l'entrée du cœur.

A la suite d'une rupture catastrophique au niveau de la conduite de circuit primaire, le niveau d'eau réfrigérante dans la cuve du réacteur commence à diminuer ; les brises siphons sont constitués de façon à permettre l'introduction de l'air dans le circuit primaire, et par suite l'interruption de la continuité de l'eau dans le circuit, ce phénomène de base de la mécanique des fluide permet d'arrêter la perte de réfrigérant.

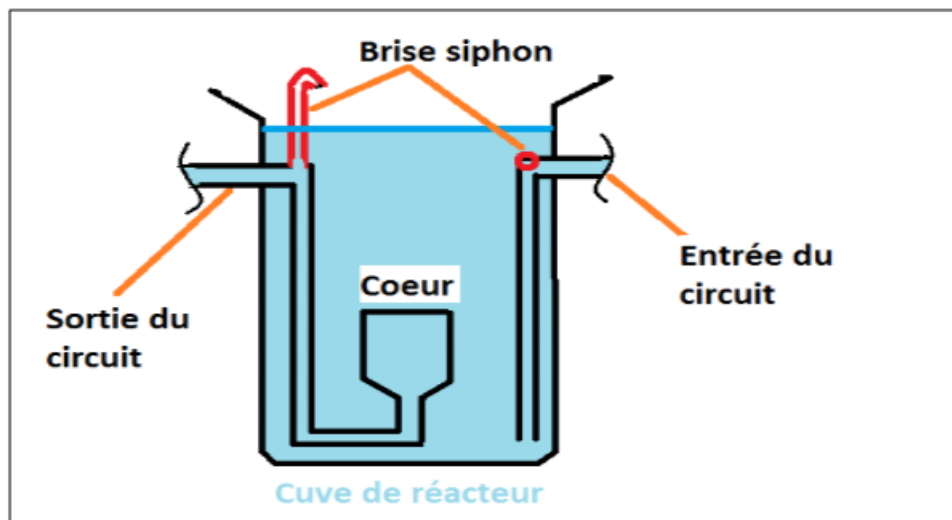


FIGURE 4.5 – Schéma simplifié des brises siphons

## 4.5 ANALYSE DES MODES DE DÉFAILLANCE DES SYSTEMES DE SÛRETÉ

Pour chaque système de sûreté considéré, nous allons utiliser une AMDE pour recenser et identifier les défaillances des composants affectant le caractère opérationnel de chaque système de sûreté. Le tableau de l'AMDE est donné dans **l'annexe 4**.

Après l'identification des défaillances nous avons codé l'ensemble des modes de défaillance des événements de base qui contribuent dans les défaillances des différents systèmes de sûreté, cela permet de faciliter la construction de l'arbre de défaillance. La modèle utilisé pour la codification des événements de base est :

AA B CC DDD EE

- **AA** : le code du système (HP –haut pression d'injection).
- **B** : numéro du système (N, 1,2...).
- **CC** : type de composant (PM-moteur-pompe, MV-moteur de vanne).
- **DDD** : identification unique de composant (CV1, 001, etc.).
- **EE** : mode défaillance (RD-refus de démarrage).

Le codage des événements de base (EB) est situé dans le tableau de **l'annexe 5**.

## 4.6 MODÉLISATION DES DÉFAILLANCES DES SYSTEMES DE SÛRETÉ

Après l'identification des modes de défaillances nous allons faire une modélisation des défaillances qui permet d'identifier les combinaisons d'événements conduisant à l'échec de la mission du système de sûreté et de quantifier les probabilités correspondantes.

### 4.6.1 Système de confinement (SCMV)

#### Arbre de défaillance du SCMV

L'Évènement redouté à considérer, dans ce cas, est la perte de la fonction du système d'extraction en mode d'urgence ; en effet l'air s'échappe vers l'environnement avec des valeurs de radioactivité élevées. En mode d'urgence, les composantes appelées à fonctionner sont :

- Les vannes d'extraction du by-pass (FV600, FV730).
- La vanne d'extraction du filtre (FV700)

- Les filtres (FC, FA) et Les ventilateurs (VE1, VE2)

Une défaillance dans ce système, revient à l'origine d'une défaillance de l'un des composants agissant en mode d'urgence. La figure 4.6 représente l'arbre de défaillance du système du confinement.

### Probabilité de défaillance du SCMV

Pour calculer la probabilité de défaillance du système de confinement il faut d'abord déterminer la probabilité de défaillance des évènements de base conduisant cette défaillance. Le taux de défaillance des composants du système de confinement est donné dans le tableau 4.10 :

TABLE 4.10 – Modes et taux de défaillance des composantes du SCMV

Composant	Mode de défaillance	Taux de défaillance ( $h^{-1}$ )	Référence
Ensemble des filtres	Obstruction du filtre	$3, 10^{-07}$	NUREG/CR-6928
Ventilateur d'extraction (VE1 et VE2)	Défaillance du ventilateur d'extraction	$5, 88.10^{-06}$	NUREG/CR-6928
Canaux de détection	Défaillance du canal	$5, 51.10^{-05}$	NUREG/CR-6928

Les composants du système de confinement subissent un essai avant chaque démarrage du réacteur, alors leurs probabilités de défaillance suivent le modèle de temps entre essais donnée par l'équation (3.9) :

$$P(Obs - filtres) = 1 - \frac{1}{\lambda \times TI} (1 - e^{-\lambda \times TI})$$

Le réacteur reste en fonctionnement durant la semaine, cinq jours de fonctionnement, d'où le temps entre les essais est de **120 h**.

$$P(Obs - filtres) = 1 - \frac{1}{3.10^{-07} \times 120} (1 - e^{-3.10^{-07} \times 120})$$

$$P(Obs - filtres) = 7.44^{-05}$$

On procède du même pour le calcul de la probabilité de défaillance du canal de détection.

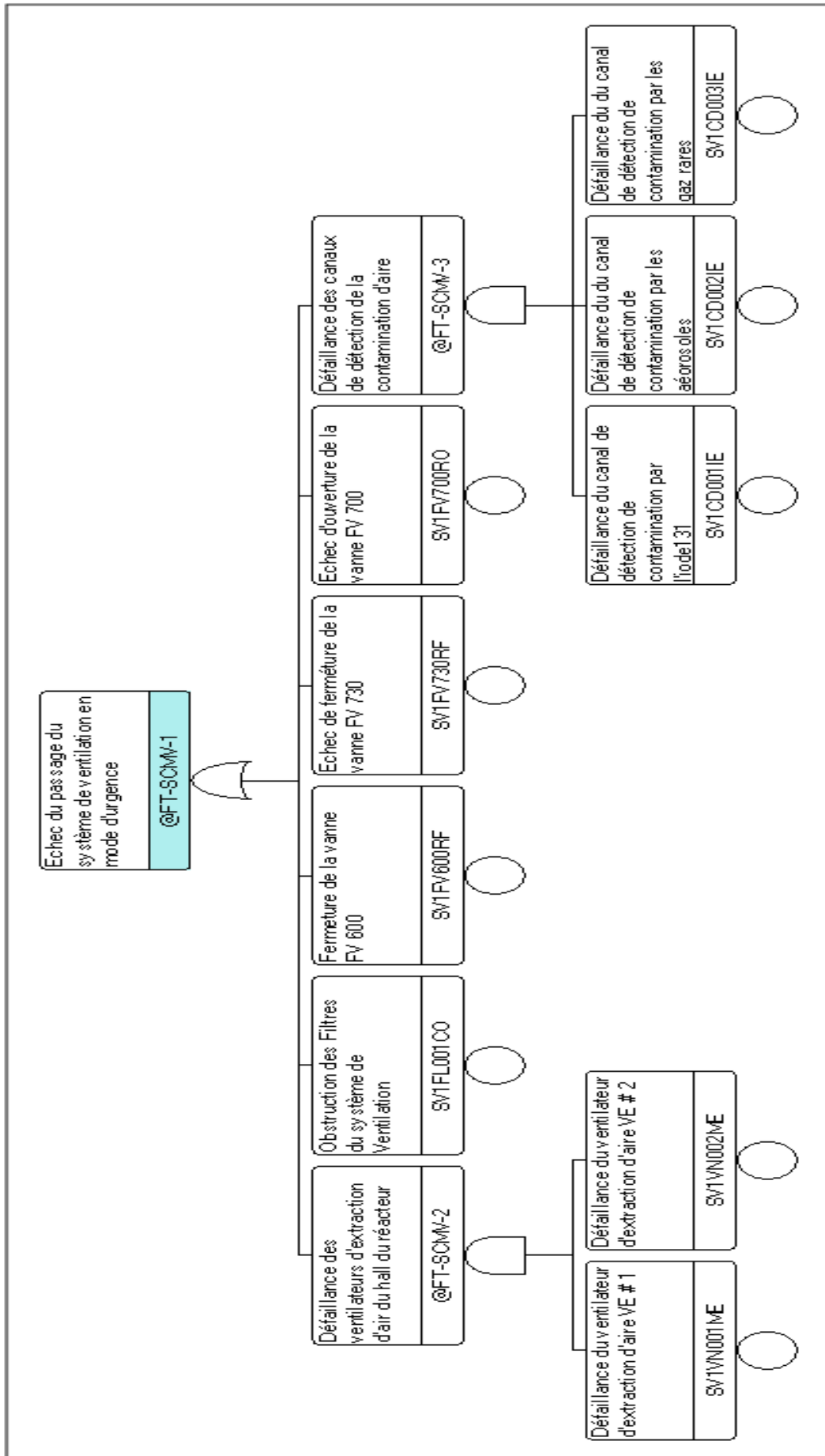


FIGURE 4.6 – Arbre de défaillances du système de confinement

**Probabilité de défaillance des ventilateurs** En mode d'urgence les ventilateurs sont appelés à fonctionner pendant une période de 12 heures au maximum :

$$P(def.VE1.) = P(def.VE2.) = 1 - e^{(-5.88^{-06} \times 12)}$$

Les deux ventilateurs sont connectés en parallèle donc la probabilité de défaillance de l'ensemble est :

$$P(def.SVE.) = P(def.VE1.) \times P(def.VE2.)$$

$$P(def.SVE.) = 4,98^{-09}$$

Les résultats obtenus sont transcrits dans le tableau 4.11.

TABLE 4.11 – **Probabilités de défaillance des évènements de base intervenant dans la défaillance du SCMV**

Evènement de base	Paramètre de fiabilité			Probabilité de défaillance
	Modèle de fiabilité	TE (heures)	TM (heures)	
Obstruction du filtre	Temps entre essais	480	-	$7,44 \cdot 10^{-05}$
Défaillance du ventilateur d'extraction	Temps de mission	-	12	$4,98 \cdot 10^{-09}$
Défaillance du canal de détection	Temps entre essais	120	-	$3,59 \cdot 10^{-08}$
<b>La probabilité de défaillance du système de confinement SCMV</b>				$2,34 \cdot 10^{-03}$

#### 4.6.2 Système d'arrêt d'urgence (RPS)

L'évènement redouté à considérer dans ce cas est « défaillance du système d'arrêt d'urgence ». L'occurrence de cet évènement revient à une défaillance dans l'un des composants de ce système :

- Une défaillance au niveau des capteurs du système ;
- Une défaillance dans la logique de SCRAM ;
- Une défaillance dans le mécanisme des barres ;
- Une défaillance dans la logique.

La défaillance du système d'arrêt d'urgence est évaluée pour la détection de l'évènement initiateur au moyen de trois ensembles de détection :

- Détection par un paramètre avec une logique 2/3 dans le cas d'un LOFA.
- Détection par un paramètre avec une logique 1/1 dans le cas d'un LOCA.
- Détection par deux paramètres avec une logique 2/3 et 1/1 dans le cas d'un LOHS.

### Arbre de défaillances du RPS

La construction de l'arbre de défaillances du système d'arrêt revient à construire les AdD des trois ensembles. Les figures 4.7, 4.8, 4.9 représentent l'arbre de défaillances du système d'arrêt d'urgence en cas d'une LOCA, d'une LOHS et d'une LOFA.

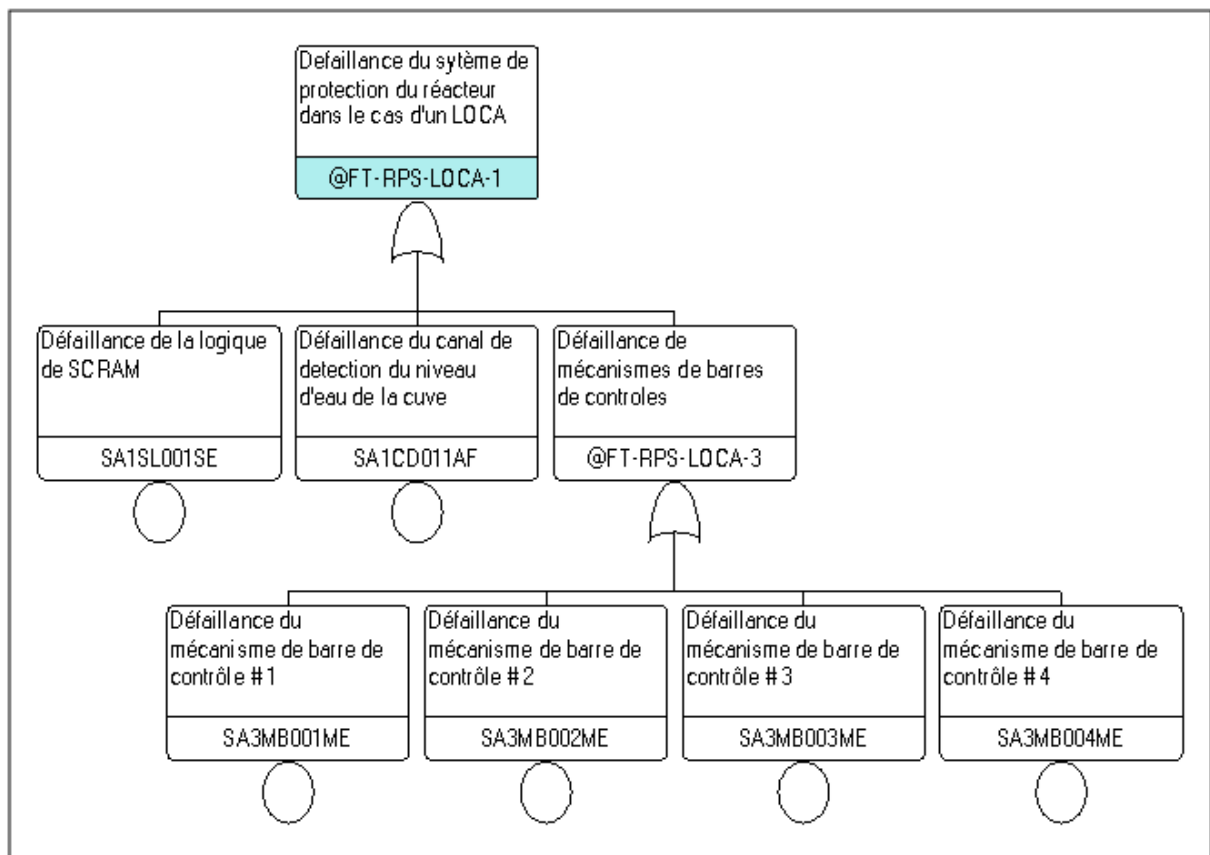


FIGURE 4.7 – Arbre de défaillances du système RPS en cas de LOCA

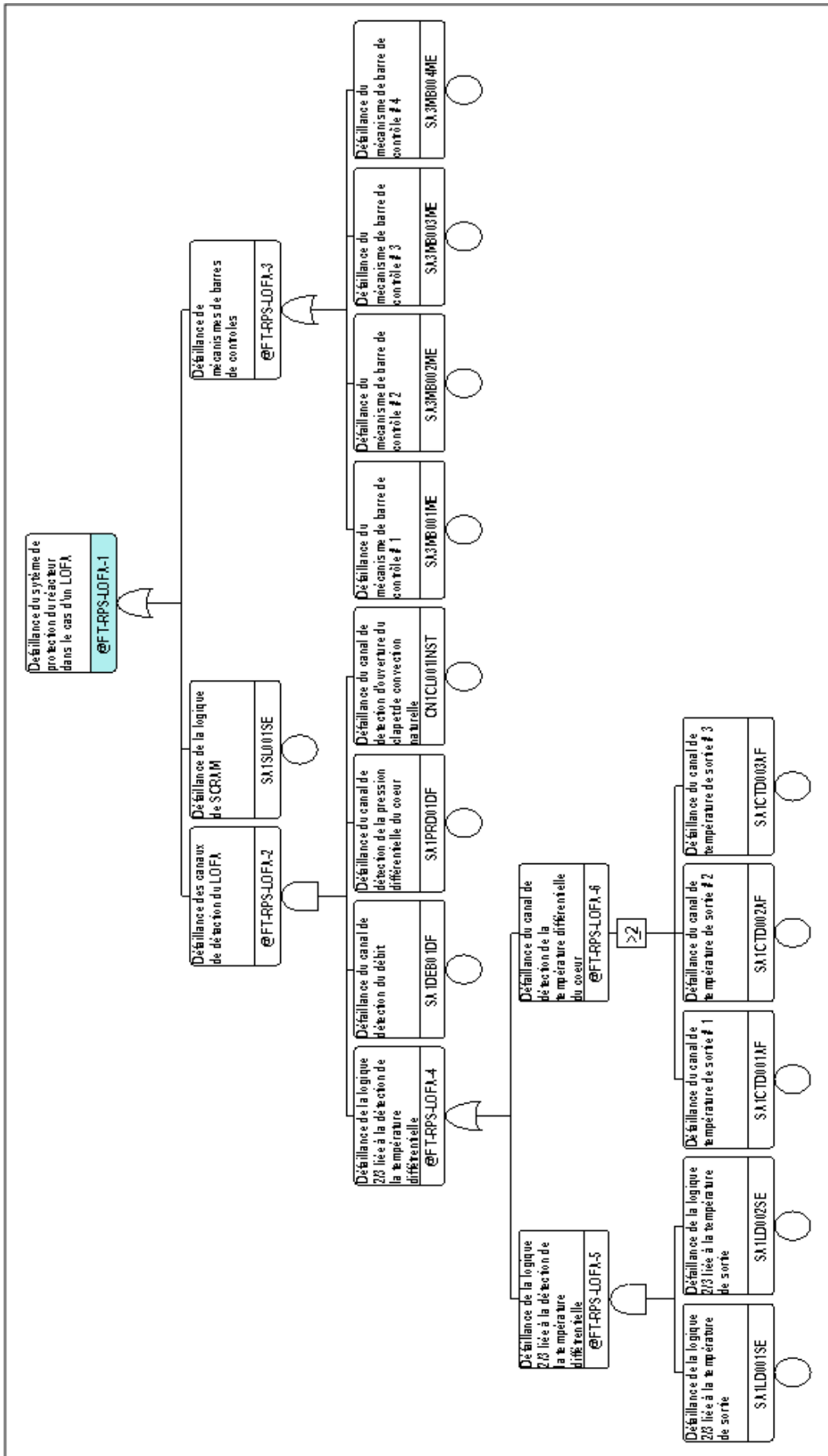


FIGURE 4.8 – Arbre de défaillances du système RPS en cas de LOFA

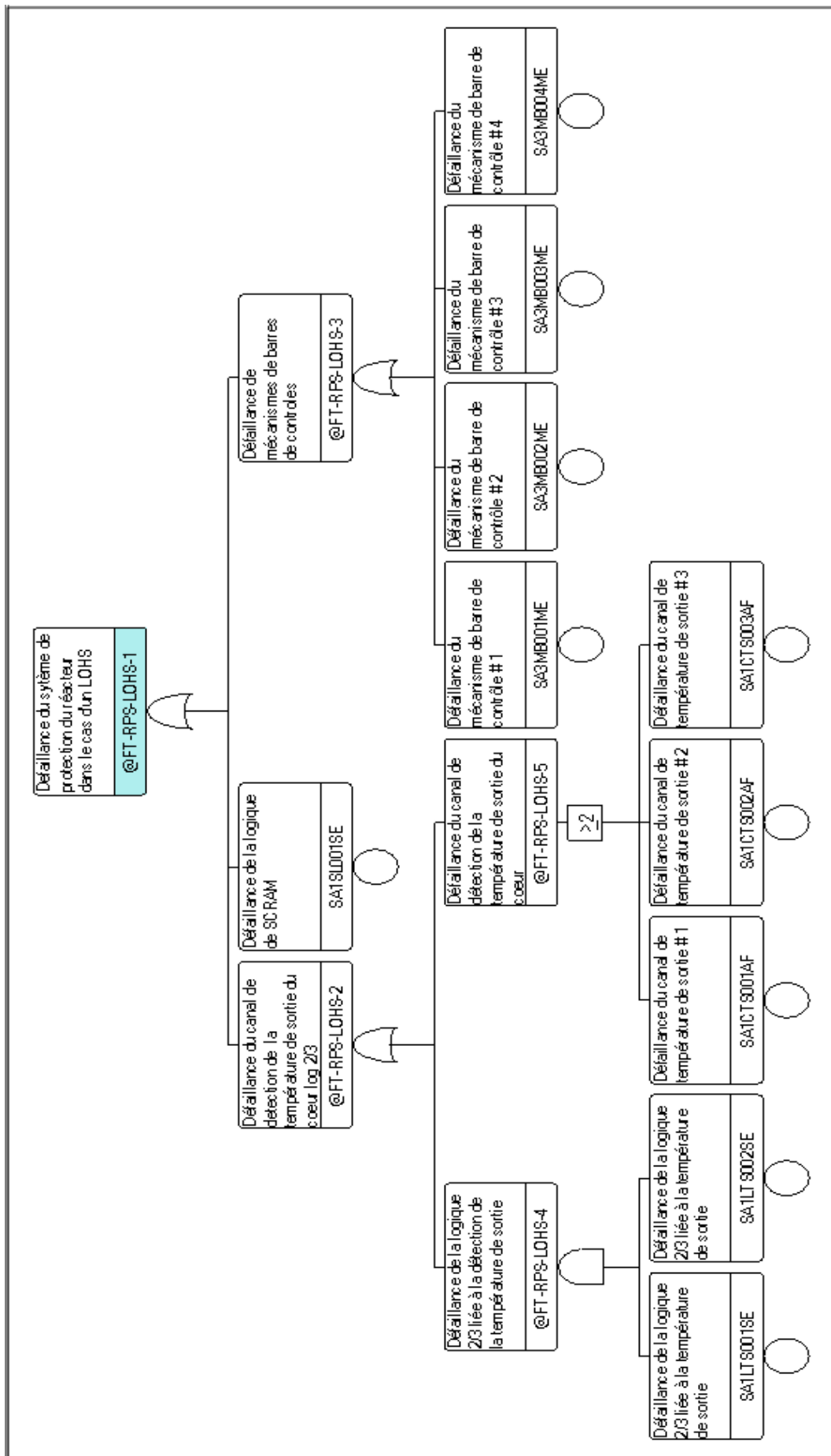


FIGURE 4.9 – Arbre de défaillances du système RPS en cas de LOHS



## Probabilité de défaillance du RPS

La probabilité de défaillance du système d'arrêt d'urgence est estimée au moyen de trois ensembles de paramètres de déclenchement.

Nous constatons que les arbres de défaillances du système d'arrêt reviennent tous à quatre (04) évènements de base qui sont :

1. Défaillance dans le mécanisme des barres (04 barres similaires) ;
2. Défaillance de la logique de SCRAM ;
3. Défaillance de la logique 2/3 ;
4. Défaillance du canal de détection (on suppose que tous les canaux sont similaires).

Les différents composants du système d'arrêt subissent un essai avant chaque démarrage du réacteur, alors leurs fiabilités suivent le modèle du temps entre essais. Le réacteur reste en fonctionnement durant la semaine 05 jours de fonctionnement, d'où le temps entre les essais est de **120 h**.

Le taux de défaillance de chaque composant est donné dans le tableau 4.12.

TABLE 4.12 – Modes et taux de défaillance des systèmes considérés pour le RPS

Composant	Mode de défaillance	Taux de défaillance ( $h^{-1}$ )	Référence
Canal de détection	Défaillance du canal	$5, 5.10^{-05}$	NUREG/CR-6928
Logique du SCRAM	Défaillance de la logique du SCRAM	$2, 3.10^{-05}$	NUREG/CR-6928
Logique 2/3	Défaillance de logique 2/3	$1, 9.10^{-05}$	IAEA-TECDOC- 478
Mécanisme des barres	Défaillance du mécanisme des barres	$1.10^{-06}$	NUREG/CR-6928

Pour calculer la probabilité de défaillance de chaque composante nous allons appliquer le modèle du temps entre essais donné par l'équation (3.9) :

Les résultats obtenus sont transcrits dans le tableau 4.13.

TABLE 4.13 – Probabilité de défaillance du RPS

Evènement de base	Paramètre de fiabilité		
	Modèle de fiabilité	TM (heures)	Probabilité de défaillance
Défaillance du canal de détection de niveau	Temps de mission	120	$3, 3.10^{-03}$
Défaillance de la logique du SCRAM	Temps de mission	120	$1, 38.10^{-03}$
Défaillance du mécanisme des barres de contrôle (4 barres)	Temps de mission	120	$2, 40.10^{-04}$
<b>La probabilité de défaillance de RPS dans le cas de LOCA</b>			$4, 91.10^{-03}$
D.C de la température différentielle	Temps entre essais	120	$5, 24.10^{-06}$
D.C de détection de la pression différentielle	Temps entre essais	120	$3, 3.10^{-03}$
D.C de détection du débit	Temps entre essais	120	$3, 3.10^{-03}$
D.C de détection du clapet	Temps entre essais	120	$3, 3.10^{-03}$
<b>La probabilité de défaillance des canaux</b>			$1, 88.10^{-13}$
Défaillance de logique du SCRAM	Temps de mission	120	$1, 38.10^{-03}$
Défaillance du mécanisme des barres de contrôle (4 barres)	Temps de mission	120	$2, 40.10^{-04}$
<b>La probabilité de défaillance de RPS dans le cas de LOFA</b>			$1, 62.10^{-03}$
D.C de détection de la température différentielle	Temps entre essais	120	$5, 24.10^{-06}$
défaillance de la logique du SCRAM	Temps de mission	120	$1, 38.10^{-03}$
Défaillance de mécanisme des barres de contrôle	Temps de mission	120	$2, 40.10^{-04}$
<b>La probabilité de défaillance du RPS dans le cas de LOHS</b>			$1, 66.10^{-03}$

### 4.6.3 Système de refroidissement d'urgence à long terme (FV)

Nous constatons dans ce cas que le seul élément actif dans ce système (FV) est le clapet, il est donc considéré, dans ce cas, que l'évènement redouté est celui d'Echec à

l'ouverture. Donc l'arbre de défaillances du système RUC est réduit à la panne de l'ouverture du clapet.

La figure 4.10 représente l'arbre de défaillances du système de refroidissement à long terme

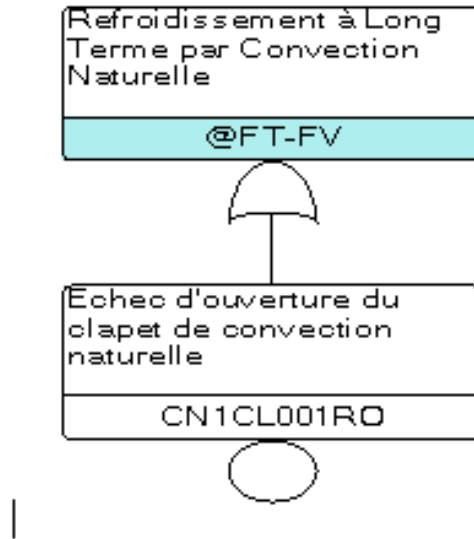


FIGURE 4.10 – Arbre de défaillances du système de convection naturelle

La probabilité de défaillance du clapet est donnée par la référence NUREG/CR-6928 :

$$P(FV.) = 4,86.10^{-06}$$

#### 4.6.4 Système de refroidissement forcé d'urgence à court terme (STC)

##### Arbre de défaillances du STC

En cas d'un évènement initiateur LOCA ou LOHS la défaillance du système de refroidissement d'urgence à court terme résulte de la défaillance du volent d'inertie et de la pompe primaire. La figure 4.11 représente l'arbre de défaillances du système.

Dans le cas d'un LOFA le refroidissement d'urgence à court terme est assuré seulement par le volent moteur, donc la défaillance du système résulte de la panne du volent d'inertie.

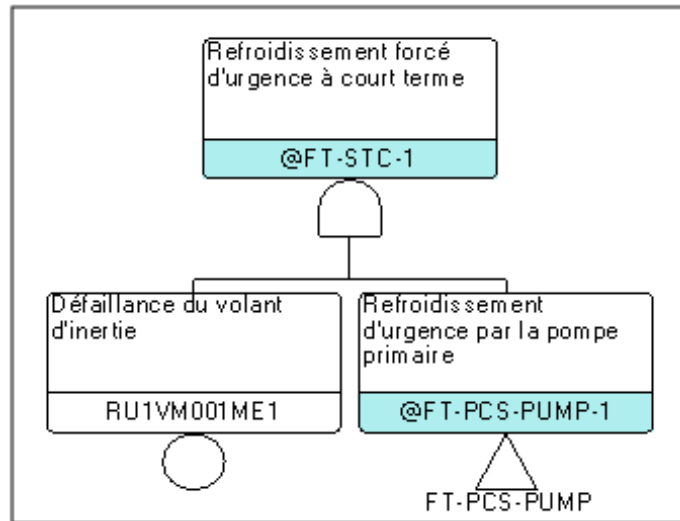


FIGURE 4.11 – Arbre de défaillances du système de refroidissement à court terme (STC) en cas de LOCA et LOHS

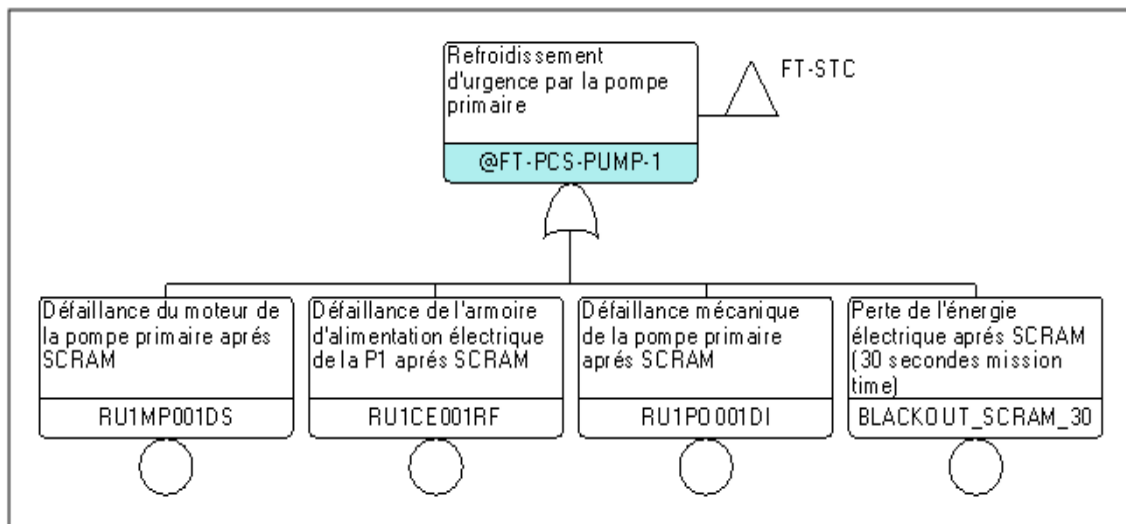


FIGURE 4.12 – Transfert de l'Arbre de défaillances de la pompe

### Probabilité de défaillance du STC

La probabilité de défaillance du système de refroidissement d'urgence à court terme en cas d'une LOCA et d'une LOHS est calculée par le produit des probabilités de défaillance du volant d'inertie et de la pompe primaire.

Le taux de défaillance de chaque composant est donné dans le tableau 4.14.

Le système de refroidissement d'urgence à court terme est déclenché après 30 secondes de déclenchement du SCRAM, de ce fait la probabilité de défaillance du volant d'inertie et de la pompe primaire est calculée par le modèle du temps de mission donné par l'équation (3.11), d'où le temps de mission est de **8,3E-03 h**.

Les résultats obtenus sont transcrits dans le tableau 4.15.

TABLE 4.14 – Modes et taux de défaillance des systèmes considérés pour le STC

Composant	Mode de défaillance	Taux de défaillance ( $h^{-1}$ )	Référence
Le volant d'inertie	Défaillance du volant inertie	$2,80.10^{-08}$	EXIDA
La pompe primaire	Défaillance pompe après SCRAM	$2,53.10^{-06}$	NUREG/CR-6928
Le moteur de pompe	Défaillance du moteur après SCRAM	$5,88.10^{-06}$	NUREG/CR-6928
L'armoire électrique	Défaillance de l'armoire électrique	$5,51.10^{-05}$	NUREG/CR-6928

TABLE 4.15 – Probabilité de défaillance de refroidissement à court terme (STC)

Evènement de base	Paramétré de fiabilité		
	Modèle de fiabilité	TM ( <i>heures</i> )	Probabilité de défaillance
Défaillance du moteur de la pompe	Temps de mission	$8,3.10^{-03}$	$2,93.10^{-08}$
Panne de l'armoire électrique	Temps de mission	$8,3.10^{-03}$	$2,17.10^{-09}$
Défaillance de la pompe PRI	Temps de mission	$8,3.10^{-03}$	$2,93.10^{-08}$
Perte de l'électricité après SCRAM	Temps de mission	$8,3.10^{-03}$	$1,90.10^{-06}$
<b>Défaillance de la pompe primaire</b>			$1,96.10^{-06}$
Défaillance du volant d'inertie	Temps de mission	$8,3.10^{-03}$	$2.32.10^{-10}$
<b>Défaillance de STC dans le cas de LOCA et LOHS</b>			$4,56.10^{-16}$
<b>Défaillance de STC dans le cas de LOFA</b>			$2,32.10^{-10}$

#### 4.6.5 Système des brises siphons (SB)

Ce système est une barrière de sécurité passive. L'arbre de défaillance de ce système est réduit au phénomène d'un blocage ou une obstruction des brises siphons, de façon à empêcher l'accomplissement de leurs fonctions. La figure 4.13 représente l'arbre de défaillance

des brises siphons.

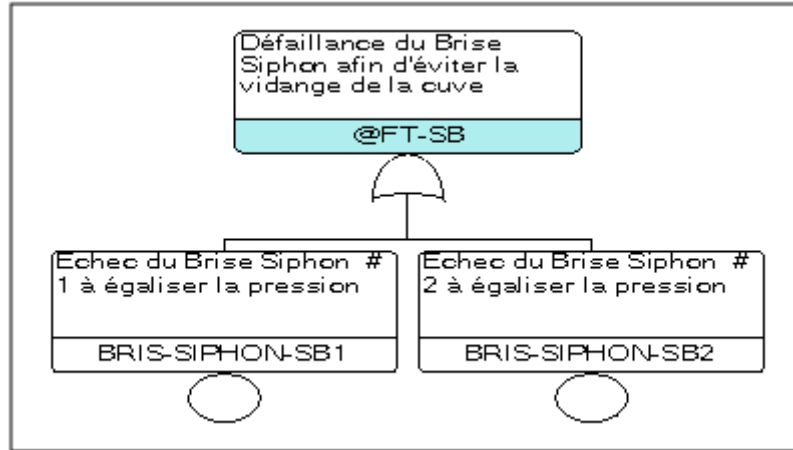


FIGURE 4.13 – Arbre de défaillances du système de convection naturelle

La probabilité de défaillance de système des brises siphons est la somme des probabilités de défaillance du brise siphon de l'entrée et du brise siphon de la sortie. Les brises siphons sont du même type, leur probabilité de défaillance est donnée par la référence NUREG/CR-6928 :

$$P(\text{def.BS1.}) = P(\text{def.BS2.}) = 4,86.10^{-06}$$

Donc la probabilité de défaillance du système des brises siphons est :

$$P(\text{BS}) = P(\text{def.BS1.}) + P(\text{def.BS2.}) = 9,72.10^{-06}$$

## 4.7 CONSTRUCTION ET QUANTIFICATION DES ARBRES D'ÉVÈNEMENTS

L'étape suivante est la construction et la quantification des arbres d'évènements. Elle est basée sur les résultats obtenus dans les étapes précédentes : les probabilités de l'occurrence des évènements initiateurs et les probabilités de défaillance des systèmes de sûreté. La construction et la quantification est faite par le logiciel **RISK-SPECTRUM**.

Les études du comportement neutronique et thermo-hydraulique du réacteur de recherche modèle nous fournissent les conséquences possibles que peut subir le cœur du réacteur en cas d'une séquence accidentelle.

1. **Endommagement partiel du cœur** : ce phénomène peut être généré en cas de déclenchement d'un évènement initiateur et l'échec de la fonction de sûreté de convection naturelle (FV). L'échec ou le succès de la fonction de confinement (SCMV) juge la situation finale du développement de la dispersion de radionucléides dans l'environnement.
2. **Endommagement total du cœur** : cette conséquence est générée en combinant un évènement initiateur et l'échec de la fonction de refroidissement à court terme (STC) ou celle des brises siphons. L'état final du cœur en terme de recouvrement est jugé par l'accomplissement de la fonction de sûreté des brises siphons (SB). Du même la dispersion des radionucléides générés par la fusion du cœur dans l'environnement extérieur dépend de la fonction du confinement (SCMV).
3. **ATWS (Transitoire prévu non subit d'arrêt d'urgence)** : cette conséquence est due au déclenchement d'un évènement initiateur et l'échec de l'arrêt de la réaction par le système SCRAM (RPS). Cela conduira à un endommagement total du cœur.

### 4.7.1 Evènement initiateur perte de réfrigérant (LOCA)

La perte de l'eau du circuit primaire provoque une baisse du niveau de la piscine qui est détectée par le système de protection. Cet arbre d'évènements est représenté par la figure 4.14

Lors de la survenance de cet évènement, le RPS envoie un signal de SCRAM du réacteur.

- Si le signal de protection ne fonctionne pas, accompagné du bon fonctionnement des brises siphons, le réacteur passera à l'état ATWS. En cas de défaillance des brises siphons le réacteur passera à l'état final où le cœur est à découvert et totalement endommagé.

Accident de Perte du Réfrigérant	RPS - Système de Protection du Réacteur	Refroidissement à Court Terme		Brises Siphons pour Eviter la Vidange de la		Refroidissement à Long Terme par Convection		Système de Ventilation en Mode d'Urgence		No.	Freq.	Conseq.	Code
		STC	SB	FV	SCMV								
IE-LOCA	RPS_LOCA	STC		SB		FV		SCMV		1	9,20E-03	SUCCESS	
		STC		SB		FV		SCMV		2	4,47E-08	PARTI_DANMGE_DAS	FV
		STC		SB		FV		SCMV		3	1,05E-10	PARTI_DANMGE_DASB	FV-SCMV
		STC		SB		FV		SCMV		4	8,94E-08	TOTAL_DANMGE_UC_DAS	SB
		STC		SB		FV		SCMV		5	2,09E-10	TOTAL_DANMGE_UC_DASB	SB-SCMV
		STC		SB		FV		SCMV		6	4,19E-18	TOTAL_DANMGE_CAS_A	STC
		STC		SB		FV		SCMV		7	9,81E-21	TOTAL_DANMGE_CAS_B	STC-SCMV
		STC		SB		FV		SCMV		8	4,07E-23	TOTAL_DANMGE_UC_DAS	STC-SB
		STC		SB		FV		SCMV		9	9,53E-26	TOTAL_DANMGE_UC_DASB	STC-SB-SCMV
		STC		SB		FV		SCMV		10	4,52E-05	ATWS_CAS_A	RPS_LOCA
		STC		SB		FV		SCMV		11	1,06E-07	ATWS_CAS_B	RPS_LOCA-SCMV
		STC		SB		FV		SCMV		12	4,39E-10	TOTAL_DANMGE_UC_DAS	RPS_LOCA-SB
		STC		SB		FV		SCMV		13	1,03E-12	TOTAL_DANMGE_UC_DASB	RPS_LOCA-SB-SCMV

FIGURE 4.14 - Arbre d'évènements pour LOCA



- Si le signal de protection est envoyé, mais au moins deux barres ne sont pas insérées ainsi que le bon fonctionnement des brises siphons, le réacteur passera à l'état ATWS. En cas de défaillance des brises siphons le réacteur passera à l'état final où le cœur est à découvert et totalement endommagé.
- Si le signal RPS fonctionne et les barres sont insérées mais, le système de refroidissement à court terme ne fonctionne pas, cela signifie que l'état final du réacteur dépend du fonctionnement des brises siphons. Dans le cas du bon fonctionnement des brises siphons cette situation est caractérisée par un cœur couvert totalement endommagé. Dans le cas contraire le réacteur passera à l'état final où le cœur est à découvert et totalement endommagé.
- Si le signal RPS fonctionne et les barres sont insérées et le refroidissement à court terme est assuré, on analyse alors le fonctionnement du système des brises siphons. Si ce système est défaillant, cela provoquera un état final du cœur totalement endommagé à découvert.
- Par contre, si le système des brises siphons fonctionne correctement, l'état du réacteur dépend du système de refroidissement à long terme. Lorsque ce système est défaillant, cela provoque un endommagement partiel du cœur. Dans le cas contraire le réacteur passera à l'état d'arrêt sécurisé.

### 4.7.2 Accident de perte de débit dans le circuit primaire (LOFA)

L'arbre d'évènements de perte de débit (LOFA) est représenté par la figure 4.15 : Lors de la survenance de cet évènement initiateur, le RPS détecte la baisse du débit et envoi le signal du SCRAM du réacteur.

- Si ce signal de protection ne se déclenche pas, le réacteur passera à l'état ATWS. Dans le cas contraire le RPS commande l'insertion des barres de contrôle. Si au moins deux barres ne sont pas insérées correctement, le réacteur passera à un état final d'ATWS.
- Si les barres de contrôle sont correctement insérées, mais le système de refroidissement à court terme ne fonctionne pas, le réacteur passera à un état d'endommagement total du cœur du réacteur.
- Si le système de refroidissement à court terme fonctionne correctement mais les clapets de convection naturelle sont défaillants, le réacteur passera à l'état d'endommagement partiel du cœur.
- Si ce système fonctionne correctement, le réacteur passera à un état d'arrêt sécurisé réussi.

### 4.7.3 Défaillance du dissipateur thermique (LOHS)

Cet évènement initiateur se déclenche suite à la perte de la fonction du système secondaire de refroidissement qui se produit lorsque l'échange de chaleur entre le système principal et celui secondaire se dégrade. L'arbre d'évènements correspondant est représenté par la figure 4.16 :

Cet évènement provoque l'augmentation de la température de l'eau de la piscine ce qui déclenche le signal du système de protection du réacteur RPS qui commande l'insertion des barres de contrôle.

- Si ce signal n'est pas déclenché, le réacteur passe à un état final ATWS.
- Si le signal de SCRAM est déclenché, mais les barres de contrôle ne sont pas insérées correctement, le réacteur passe aussi à un état ATWS.
- Si le signal de protection et l'insertion des barres sont réalisés correctement, mais la pompe du système de refroidissement primaire est défaillante, le réacteur passe à l'état d'endommagement partiel du cœur.
- Si tous les systèmes de sûreté précédents fonctionnent correctement, mais les clapets à convection naturelle n'arrivent pas à s'ouvrir, l'état final du cœur passe à un endommagement partiel. Par contre, si ce dernier système fonctionne correctement, l'état final est un arrêt réussi.

Accident de Perte du Débit de Refroidissement	RPS - Système de Protection du Réacteur	Refroidissement		Système de Ventilation en Mode d'Urgence	No.	Freq.	Conseq.	Code
		ent d'Urgence à Court Terme	ent à Long Terme par Convection					
EI-LOFA	RPS_LOFA	FW	FV	SCMV				
					1	6,96E-02	SUCCESS	
					2	3,38E-07	RPS_LOFA_CAS_A	FV
					3	7,91E-10	RPS_LOFA_CAS_B	FV-SCMV
					4	1,62E-11	RPS_LOFA_CAS_C	FW
					5	3,78E-14	RPS_LOFA_CAS_D	FW-SCMV
					6	1,13E-04	ATWS_CAS_A	RPS_LOFA
					7	2,64E-07	ATWS_CAS_B	RPS_LOFA-SCMV

FIGURE 4.15 – Arbre d'évènements pour LOFA

Accident de Perte de la Source Froide	RPS - Système de Protection du Réacteur	Refrondissement		Système de Ventilation en Mode d'Urgence	No.	Freq.	Conseq.	Code
		Refrondissement d'Urgence à Court Terme	Refrondissement à Long Terme par Convection					
EI-LOHS	RPS_LOHS	STC	FV	SCMV				
					1	9,73E-02	SUCCESS	
					2	4,73E-07	PARTIAL_DAMAGE_CASE	FV
					3	1,11E-09	PARTIAL_DAMAGE_CASE	FV-SCMV
					4	4,43E-17	TOTAL_DAMAGE_CASE_A	STC
					5	1,04E-19	TOTAL_DAMAGE_CASE	STC-SCMV
					6	1,61E-04	ATWS_CASE_A	RPS_LOHS
					7	3,77E-07	ATWS_CASE_B	RPS_LOHS-SCMV

FIGURE 4.16 - Arbre d'évènements pour LOHS

## 4.8 ANALYSE DES RÉSULTATS

L'étape suivante est l'analyse des résultats des étapes précédentes, nous avons procédé au calcul de la contribution des coupes minimales dans les événements initiateurs. Cette analyse a permis à ce stade de mieux comprendre les causes principales des défaillances afin de mieux proposer les mesures correctives et les propositions.

### 4.8.1 Analyse des événements initiateurs

#### La perte de réfrigérant LOCA

Cet événement est dû à une rupture dans l'un des composants du circuit primaire. Dans ce cas nous allons analyser la contribution de chaque rupture dans l'occurrence de LOCA (tableau 4.16 et figure 4.17) :

TABLE 4.16 – Liste des coupes minimales contribuant dans le LOCA

Coupe minimale	Probabilité
Rupture de canalisation	$1,45 \cdot 10^{-02}$
Rupture des vannes	$1,00 \cdot 10^{-03}$
Rupture du réservoir de décroissance	$4,08 \cdot 10^{-03}$
Rupture de l'échangeur de chaleur	$4,08 \cdot 10^{-03}$
Rupture de la pompe	$4,63 \cdot 10^{-05}$

La contribution des coupes minimales dans l'événement redouté (Top Event) est donnée sous forme d'un diagramme circulaire représenté à la figure 4.17.

Une étude PARETO (figure 4.18) nous précisera ensuite l'origine des problèmes de LOCA.

De l'analyse PARETO effectuée sur la contribution des coupes minimales dans l'occurrence de la perte de réfrigérant (LOCA), nous constatons que la rupture de la canalisation et de l'échangeur de chaleur ainsi que du réservoir de désactivation sont à l'origine de 95% de la probabilité de l'événement initiateur LOCA.

Ainsi, afin de prévenir la survenue d'un tel accident de perte de réfrigérant par rupture de l'un de ces composants du circuit de refroidissement primaire, une attention particulière doit être accordée aux trois composants du circuit à savoir : la canalisation, l'échangeur de chaleur et le réservoir de désactivation.

Ceci doit faire l'objet d'un suivi rigoureux du service de maintenance de l'installation par des actions de prévention de la rupture par des contrôle et des inspections plus fréquentes et spécialement, l'utilisation de moyens de contrôle non destructifs des soudures.

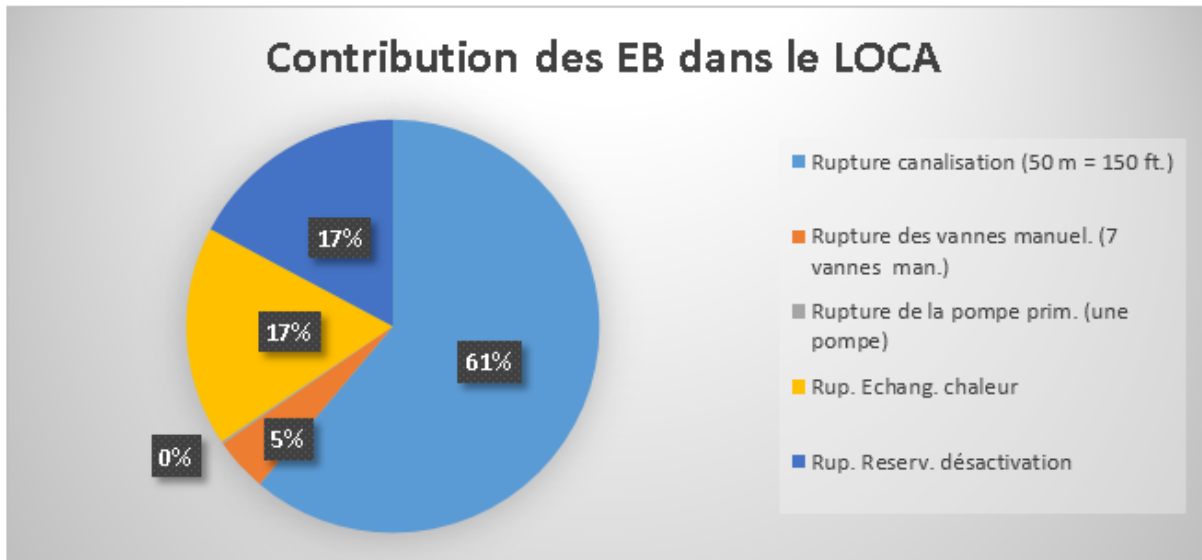


FIGURE 4.17 – Diagramme de contribution des coupes minimale dans le LOCA

### La perte de débit LOFA

Après avoir simplifié l'arbre de défaillances de l'évènement initiateur LOFA, nous allons étudier la contribution de chaque coupe minimale dans l'occurrence de l'évènement LOFA (tableau 4.17 et figure 4.19) :

TABLE 4.17 – Liste de coupes minimale contribuant dans le LOFA

Coupe minimale	Probabilité
Défaillance de la pompe	2, 01.10 <sup>-02</sup>
Défaillance de moteur pompe	2, 01.10 <sup>-02</sup>
Obstruction de l'échangeur de chaleur	3, 23.10 <sup>-02</sup>
Panne de l'armoire électrique	1, 50.10 <sup>-03</sup>
Cisaillement de l'arbre moteur pompe	1, 61.10 <sup>-04</sup>

La contribution des coupes minimales est donnée sous forme d'un diagramme circulaire (figure 4.19).

On effectue ensuite une étude PARETO (figure 4.20), sur les coupes minimales de l'évènement initiateur LOFA.

Selon l'analyse des résultats effectués pour l'évènement initiateur LOFA, nous constatons que **80%** de la probabilité d'occurrence de la perte de débit sont générées par un problème d'obstruction de l'échangeur de chaleur et un problème de la pompe.

Vue que la pompe est un système constitué par l'ensemble moteur électrique, armoire électrique, arbre moteur-pompe ; la priorité dans la proposition de mesures correctives est

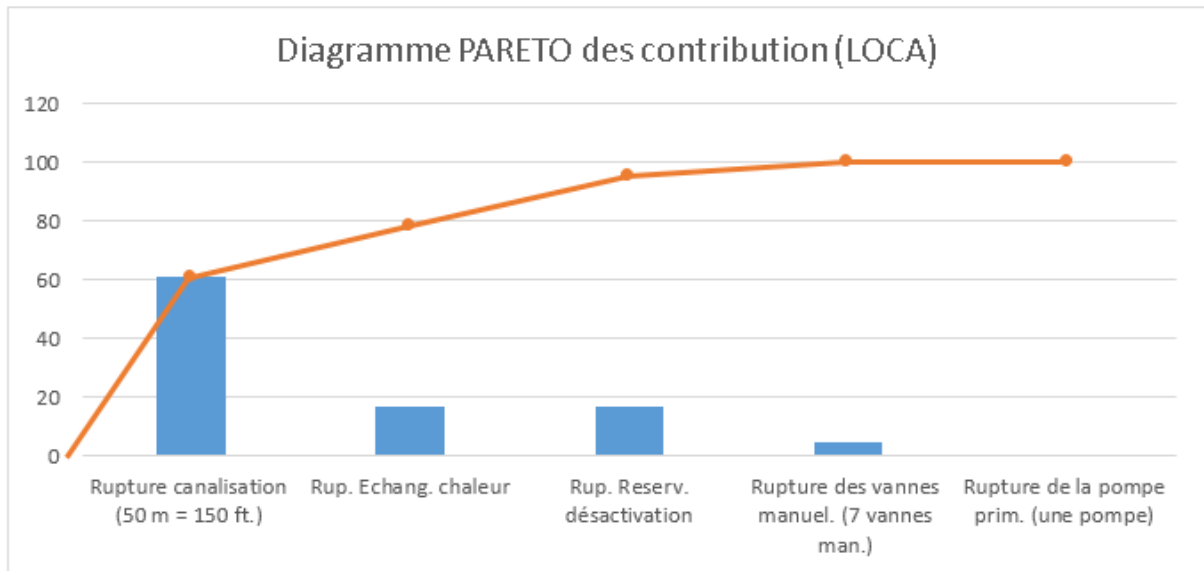


FIGURE 4.18 – Diagramme PARETO des contributions dans LOCA

pour la pompe.

### La perte de la source froide LOHS

La simplification de l'arbre de défaillances générant la perte de la source froide (LOHS) nous a conduit aux coupes minimales suivantes, pour lesquelles nous avons calculé et schématisé la contribution : (tableau 4.18 et figure 4.21).

TABLE 4.18 – Liste de coupes minimales contribuant dans le LOHS

Coupe minimale	Probabilité
Obstruction de l'Echangeur	3, 23.10 <sup>-02</sup>
Rupture de la pompe secondaire	2, 58.10 <sup>-02</sup>
Défaillance de la pompe secondaire.	2, 01.10 <sup>-02</sup>
Défaillance de moteur de la pompe	2, 01.10 <sup>-02</sup>
Panne de l'armoire électrique	1, 50.10 <sup>-03</sup>
Rupture des vannes manuelles. (6 vannes man.)	8, 64.10 <sup>-04</sup>
Rupture de Canalisation	1, 30.10 <sup>-04</sup>
Défaillance des tours 1 et 2	1, 17.10 <sup>-05</sup>
Cisaillement de l'arbre moteur-pompe	1, 61.10 <sup>-04</sup>

La contribution des coupes minimales est donnée sous forme d'un diagramme circulaire (figure 4.21).

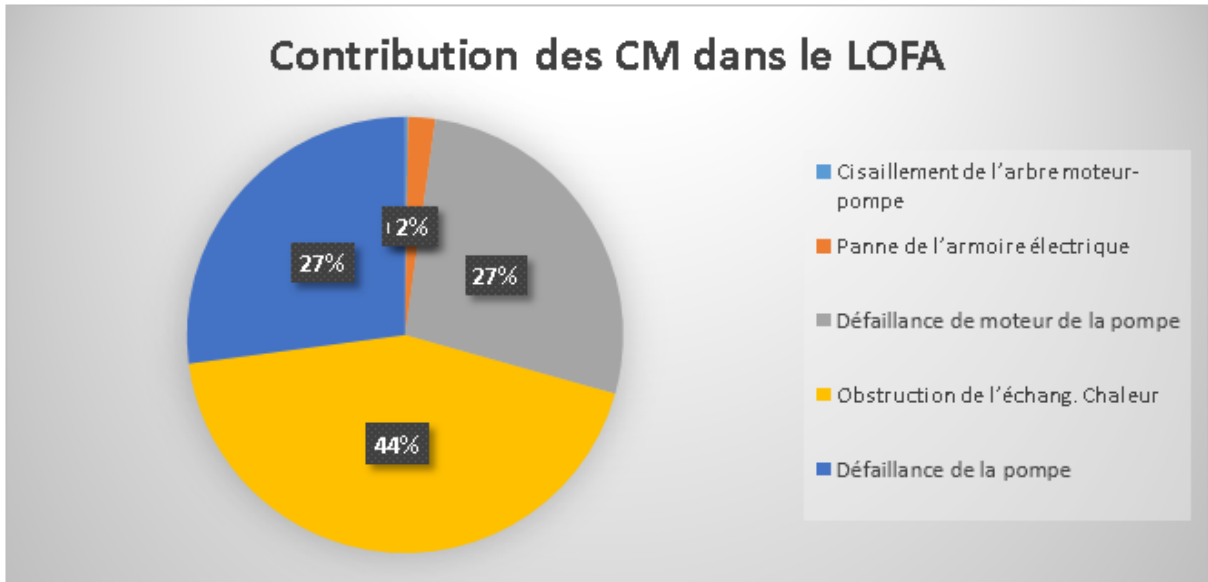


FIGURE 4.19 – Diagramme de contribution des coupes minimales dans le LOFA

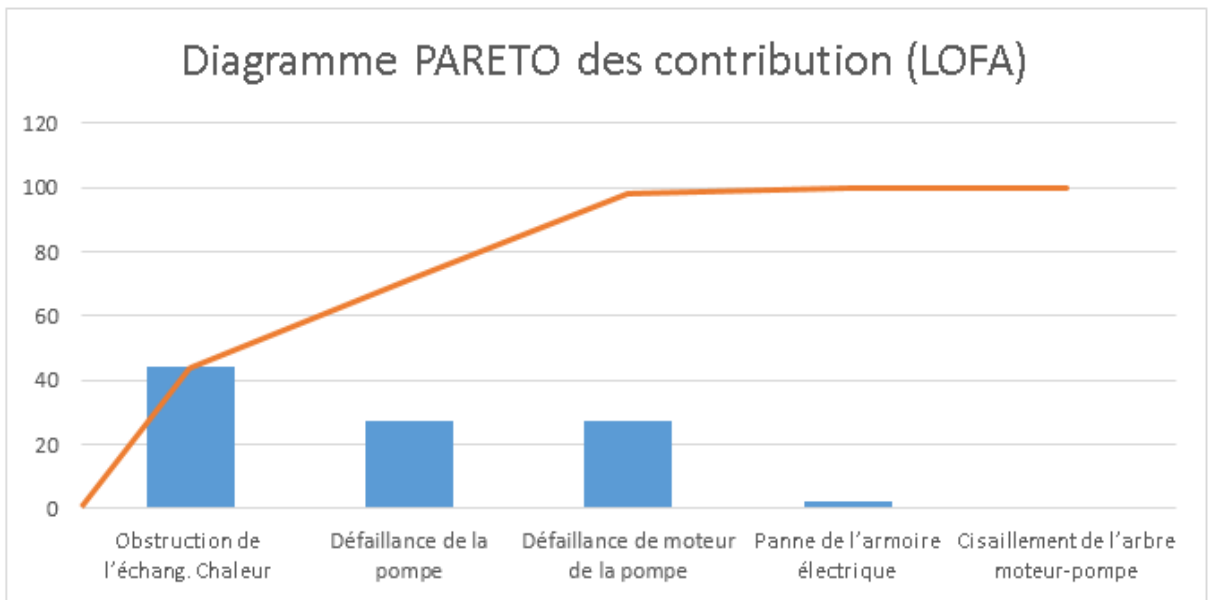


FIGURE 4.20 – Diagramme PARETO des contributions dans LOFA

On effectue ensuite une étude PARETO (figure 4.22), sur les CM de l'évènement initiateur LOHS.

Selon l'analyse des résultats effectués pour l'évènement initiateur LOHS, nous constatons que 80% de la probabilité d'occurrence de la perte de débit sont générés par un problème d'obstruction de l'échangeur de chaleur et un problème de la pompe (rupture ou défaillance).

Vue que la pompe est un système que nous ne pouvons pas séparer (pompe, moteur, arbre moteur-pompe); la priorité dans la proposition de mesures correctives est pour la pompe.



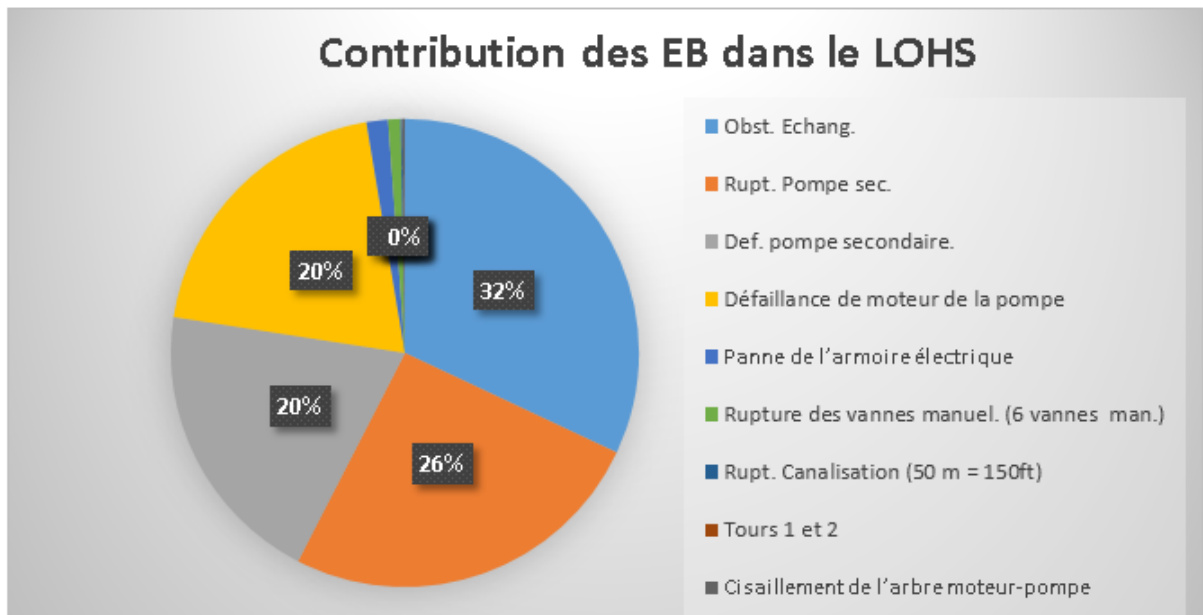


FIGURE 4.21 – Diagramme de contribution des coupes minimales dans le LOHS

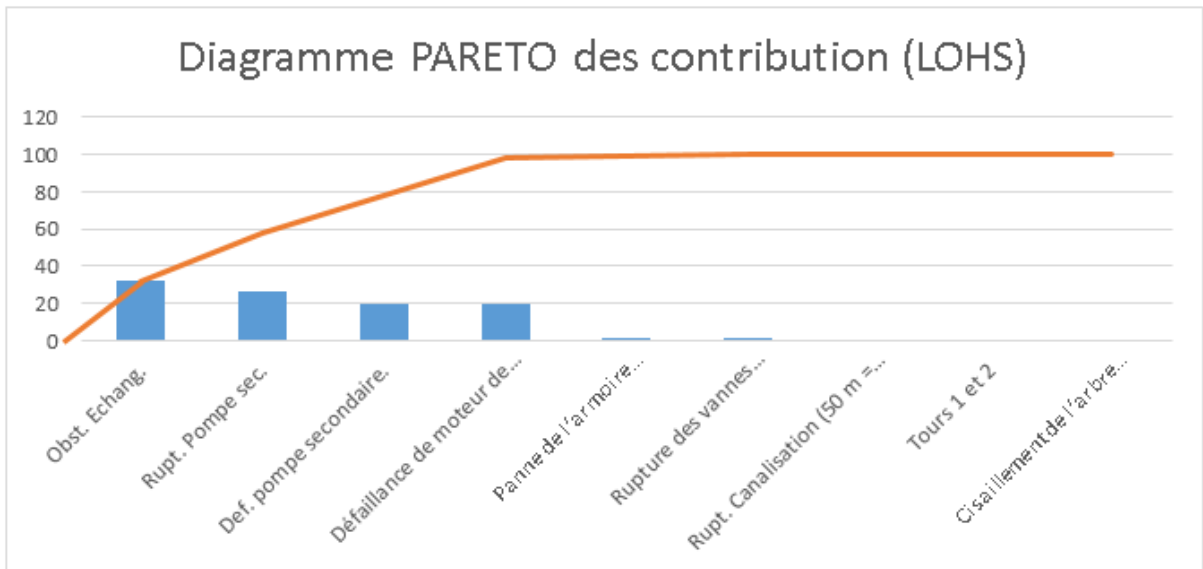


FIGURE 4.22 – Diagramme PARETO des contributions dans LOHS

## 4.8.2 Analyse des séquences accidentelles

### Etats finaux de l'installation

Nous avons quatre états d'endommagement de l'installation définis dans cette EPS à savoir :

- **Réussite (SUCCESS)** : Le réacteur est éteint, avec le cœur intact, entièrement couvert et refroidi par convection naturelle. Il peut rester dans ces conditions pour une durée indéterminée.
- **Endommagement partiel (PARTIAL-DAMAGE)** : Le réacteur est éteint

avec le cœur entièrement couvert, mais il n'est pas possible de garantir l'intégrité des éléments combustibles à défaut de refroidissement au fil du temps. Dans l'analyse des événements internes, on attribue cet état aux séquences accidentelles qui incluent la défaillance du circuit de refroidissement à convection naturelle.

- **Endommagement total (TOTAL-DAMAGE)** : Le réacteur est éteint avec le cœur entièrement couvert, mais il n'est pas possible de garantir l'intégrité des éléments combustibles à défaut immédiat de refroidissement après le SCRAM réussi. Cet état est assigné aux séquences accidentelles qui incluent la défaillance du refroidissement forcée d'urgence nécessaire pour faire face à l'inversion du débit de manière sécurisée.
- **ATWS : Transitoire prévu non suivi d'arrêt d'urgence** : Cet état correspond au transitoire prévu non suivi d'arrêt d'urgence. Dans ce cas, le réacteur ne s'éteint pas en cas d'événement initiateur. Le transitoire se développe avec les plaques absorbantes extraites et l'intégrité des éléments combustibles ne peut pas être assurée en raison de la défaillance du SCRAM. Cet état est assigné aux séquences accidentelles qui provoquent la défaillance du système de protection ou une défaillance du système d'arrêt du réacteur.

Dans ce qui suit, nous allons tenter d'estimer la contribution des différents chemins critiques dans la probabilité finale des scénarios susmentionnés.

### Endommagement partiel du cœur

Cette conséquence est la résultante du déclenchement d'un événement initiateur (LOCA, LOFA, LOHS) suivi d'un succès de l'arrêt automatique RPS, le refroidissement à court terme STC, et les brises siphons (SB), et un échec de la fonction de refroidissement à long terme FV assurée par le clapet de convection naturelle. La défaillance du système de convection naturelle contribue avec 98% dans la probabilité d'occurrence de l'endommagement partiel du cœur.

Les chemins critiques pour un endommagement partiel du cœur du réacteur sont :

- LOCA et FV
- LOFA et FV
- LOHS et FV

La fréquence annuelle d'occurrence de cet état final est la somme des fréquences d'occurrence de chacune des conséquences d'endommagement partiel de chaque séquence accidentelle correspondante.

$$P(\text{Endommagement} - \text{partiel}) = \sum_{(i=1)}^n P(EI)_i \cdot P(FV)$$

$$P(\text{Endommagement} - \text{partiel}) = [P(\text{LOCA}) + P(\text{LOFA}) + P(\text{LOHS})].P(\text{FV})$$

$$P(\text{Endommagement} - \text{partiel}) = [2,2E - 02 + 7,25E - 02 + 7,39E - 02] \times 4,86E - 06$$

$$P(\text{Endommagement} - \text{partiel}) = 8,18.10^{-07}$$

Le tableau 4.20 indique les contributions des chemins critiques dans la conséquence Endommagement partiel du cœur.

TABLE 4.19 – Contribution des chemins critiques dans la conséquence Endommagement partiel du cœur

Chemin critique	Fréquence annuelle	Contribution (%)
LOCA et FV	$1,07.10^{-07}$	5
LOFA et FV	$3,52.10^{-07}$	40
LOHS et FV	$3,95.10^{-07}$	55

Le diagramme circulaire de la figure 4.23 illustre les contributions des chemins critiques dans la conséquence de l'endommagement partiel du cœur.

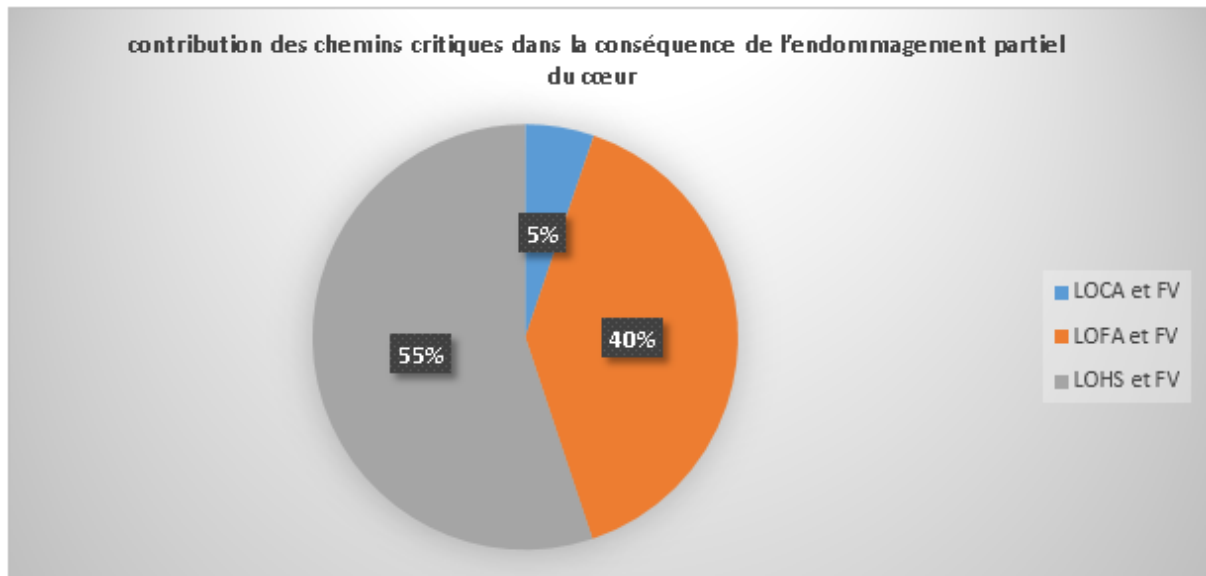


FIGURE 4.23 – Contribution des chemins critiques dans la conséquence de l'endommagement partiel du cœur.

D'après la figure 4.23, le principal contributeur à la fréquence totale de cet état final avec environ 55% est l'évènement LOHS suivi par l'évènement initiateur LOFA avec une contribution de 40%, puis l'évènement LOCA avec 5% de la valeur de la fréquence totale d'endommagement partiel du cœur.

## Endommagement total du cœur

Quand l'évènement initiateur LOCA est déclenché, il va engendrer une perte de réfrigérant avec lui. La fonction de sûreté, qui assure un niveau d'eau suffisant pour le couvrement du cœur et son refroidissement à long terme, est les brises siphons (SB). Un échec de cette fonction conduira à un endommagement du cœur.

L'échec du système de refroidissement à court terme a une contribution de 97% dans la probabilité d'occurrence de la séquence accidentelle Endommagement total du cœur .Donc les différents chemins critiques conduisant à un endommagement total du cœur sont :

- LOCA et STC
- LOCA et SB
- LOCA et RPS et SB
- LOFA et FV
- LOHS et STC

La probabilité de la conséquence d'un endommagement total du cœur est donnée par la somme des probabilités des différents chemins critiques mentionnés ci-dessus :

$$P(\text{Endommagement} - \text{total}) = \sum_{(i=1)}^n P(CC)_i$$

$$P(\text{Endommagement} - \text{total}) = [P(STC) + P(SB) + P(SB).P(RPS_{LOCA})] \\ .P(LOCA) + P(LOFA).P(FV) + P(LOHS).P(STC - LOHS)$$

$$P(\text{Endommagement} - \text{total}) = 5,40.10^{-07}$$

Nous constatons que la probabilité d'un endommagement total du cœur est réduite à un seul chemin critique qui est le **LOCA-SB**, vu que les probabilités des autres chemins critiques conduisant à la même conséquence sont fortement négligeables devant celui mentionné précédemment.

## Transitoire prévu non suivi d'arrêt d'urgence

Un ATWS est réalisé suite au déclenchement d'un évènement initiateur et l'échec de l'arrêt automatique du réacteur. La probabilité de cette conséquence est égale à la somme des probabilités des EI et celle de la défaillance de système d'arrêt d'urgence RPS.

$$P(ATWS) = \sum_{(i=1)}^n P(EI)_i \times P(RPS_{EI})$$

$$P(ATWS) = P(LOCA).P(RPS_{LOCA}) + P(LOFA)$$

$$.P(RPS_{LOFA}) + P(LOHS).P(RPS_{LOHS})$$

$$P(ATWS) = 3,04.10^{-04}$$

TABLE 4.20 – **Fréquences annuelles des conséquences**

Conséquence	Fréquence annuelle
Endommagement partiel	8,18.10 <sup>-07</sup>
Endommagement total	5,40.10 <sup>-07</sup>
ATWS	3,04.10 <sup>-04</sup>

La mise en œuvre de la démarche de réalisation d'une étude probabiliste de sûreté de niveau 1 nous a permis dans un premier stade de déterminer et quantifier les événements initiateurs qui peuvent endommager le cœur du réacteur.

- Perte de réfrigérant (LOCA) : 2,2.10<sup>-02</sup> ;
- Perte du débit (LOFA) : 7,25.10<sup>-02</sup> ;
- Perte de la source froide (LOHS) : 7,39.10<sup>-02</sup>

Dans un deuxième stade, nous avons effectué une étude fiabiliste des différentes fonctions de sûreté de l'installation, qui servent à minimiser voir éliminer l'impact d'un événement initiateur sur le cœur du réacteur.

- Système d'arrêt d'urgence : 4,91.10<sup>-03</sup>; 1,62.10<sup>-03</sup>; 1,66.10<sup>-03</sup> selon le type de l'évènement initiateur ;
- Système de confinement (SCMV) : 2,34.10<sup>-03</sup> ;
- Système de convection naturelle (FV) : 4,86.10<sup>-06</sup> ;
- Système de refroidissement d'urgence (FV) : 4,56.10<sup>-16</sup>; 2,32.10<sup>-10</sup> selon le type de l'évènement initiateur ;
- Système des brises siphons (SB) : 9,72.10<sup>-06</sup>.

Enfin, nous avons développé les différentes séquences accidentelles pouvant se réaliser à partir des événements initiateurs étudiés.

- Endommagement partiel (Partial Dammage) : 8,18.10<sup>-07</sup> ;
- Endommagement total (Total dammage) : 5,40.10<sup>-07</sup> ;
- ATWS : 3,04.10<sup>-04</sup>.

Les résultats obtenus à partir de cette étude vont servir ensuite à la mise en place de propositions visant l'amélioration de la conception de l'installation modèle choisie pour cette étude EPS. D'autre part, ces conclusions nous serviront aussi comme inputs afin de modéliser les effets d'une dispersion des matières radioactives.

## Chapitre 5

# MODÉLISATION DE LA DISPERSION ATMOSPHERIQUE DES MATIERES RADIOACTIVES

# MODÉLISATION DE LA DISPERSION ATMOSPHERIQUE DES MATIERES RADIOACTIVES

Dans la première partie de ce mémoire nous nous sommes intéressés à l'implémentation d'une évaluation probabiliste de sûreté (EPS) de niveau 1 d'un réacteur de recherche modèle à eau légère et de moyenne puissance. Cette EPS nous a permis d'identifier les séquences menant à la fusion du cœur et quantifier leurs fréquences.

Dans le présent chapitre, nous allons nous intéresser à traiter la dispersion des matières radioactives dans l'environnement suite à un accident de fusion du cœur du réacteur. Cette étude est appelée communément dans le domaine du nucléaire : EPS de niveau 2. Elle permet d'évaluer la nature, l'importance et les fréquences des rejets hors de l'enceinte de confinement. Pour cela, nous avons tenté une approche selon un modèle Gaussien de la dispersion disponible dans la littérature en utilisant le logiciel MATLAB.

L'objectif de cette étude est de permettre la validation de la conception choisie pour le modèle du réacteur de recherche et de voir sa conformité avec les normes réglementaires internationales qui régissent ce domaine du point de vue de la protection du publique et de l'environnement en cas d'un accident majeur.

## 5.1 MODELES DE LA DISPERSION ATMOSPHERIQUE

L'un des modèles mathématiques les plus simples de la modélisation de la dispersion atmosphérique est le modèle Gaussien. Il peut être appliqué dans le cas d'une dispersion ne dépassant pas les 20 Km et sous conditions atmosphériques stables [21].

## 5.2 MODELE GAUSSIEN DE LA DISPERSION ATMOSPHERIQUE

Selon le modèle Gaussien, un gaz passif se déplace dans l'air par le biais de fluide porteur (air). Dans ce cas le transport de polluants dans l'atmosphère, va dépendre uniquement du vent et de la turbulence atmosphérique. En considérant la diffusion moléculaire négligeable ; la diffusion turbulente homogène et isotrope et un champ de vent uniforme dans l'espace, la concentration du produit est supposée suivre une distribution Gaussienne le long des plans perpendiculaires à la direction du rejet, [22]. La figure 5.1 représente la répartition de la concentration des polluants dans l'atmosphère selon le modèle Gaussien.

Le modèle Gaussien est appliqué en prenant en compte les hypothèses suivantes :

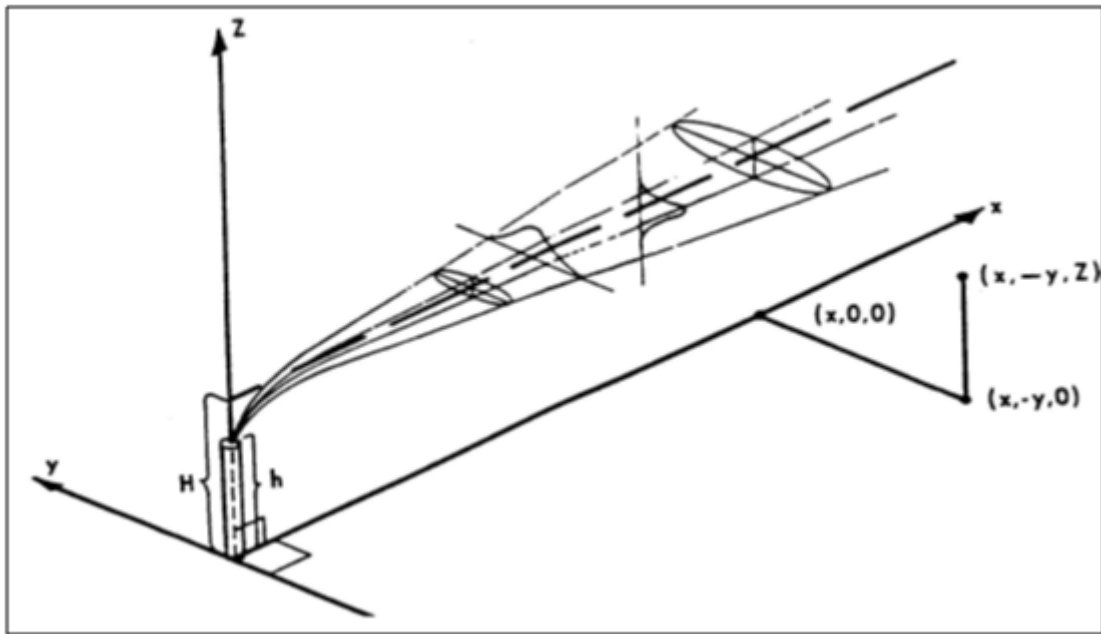


FIGURE 5.1 – Répartition de la concentration des polluants dans l'atmosphère (modèle Gaussien)

- Néglige la diffusion moléculaire : le phénomène de la diffusion moléculaire dans le cas du modèle Gaussien n'est pas pris en compte, vu son apport faible dans la propagation de la matière dans l'atmosphère par rapport à celui du vent.
- Turbulence homogène et isotrope
- Champs de vent uniforme (en vitesse et direction) dans le temps et l'espace : pour simplifier la modélisation, le champ du vent est considéré uniforme c'est-à-dire une vitesse constante et une direction précise.
- Pas d'obstacles, pas de relief : une modélisation complète des phénomènes de dispersion doivent prendre en compte la géographie du site, en considérant les différents obstacles (bâtiments, collines, montagnes... etc). Cependant dans le modèle Gaussien le terrain est homogène pour éliminer les perturbations de l'écoulement dans l'air.
- Distances supérieures à 100 m : dans le cas du modèle Gaussien, les distances de validité de la modélisation vont au-delà des 100 m.



### 5.2.1 Méthodes de résolution du modèle Gaussien

**Rejet instantané** : Dans le cas du rejet ponctuel et instantané d'une masse de gaz  $M$ , la concentration  $C$  du gaz dans l'atmosphère en un point  $(x, y, z)$  est de la forme :

$$c(x, y, z, t) = \frac{M}{(2\pi)^{3/2}\sigma_x\sigma_y\sigma_z} \exp\left[-\frac{(x-x_0-ut)^2}{2\sigma_x^2} - \frac{(y-y_0)^2}{2\sigma_y^2}\right] \left\{ \exp\left[\frac{(z-z_0)^2}{2\sigma_z^2}\right] + \alpha \exp\left[\frac{(z+z_0)^2}{2\sigma_z^2}\right] \right\} \quad (5.1)$$

- $C$  : concentration (Kg/m<sup>3</sup>)
- $M$  : masse de produit libéré (Kg)
- $(x_0, y_0, z_0)$  : coordonnées de la source de produit [m];
- $(x, y, z)$  : coordonnées du point où l'on calcule la concentration [m];
- $u$  : vitesse moyenne du vent [m/s];
- $t$  : temps depuis l'émission du gaz;
- $(\sigma_x, \sigma_y, \sigma_z)$  : écarts-types de la distribution gaussienne de la quantité  $M$  de gaz par rapport à sa localisation à l'instant  $t$  [m];
- $\alpha$  : coefficient de réflexion au sol

**Rejet continu (Bouffée Gaussienne)** : Pour modéliser un rejet continu, il est possible de considérer l'émission d'une succession de rejets instantanés qui évolueront de façon gaussienne.

Le rejet de débit en fonction du temps  $Q(t)$  peut se décomposer en  $n$  rejets instantanés de masse  $M_i$  tels que :

$$c(x, y, z, t) = \sum_{i=1}^n \frac{M_i}{(2\pi)^{3/2}\sigma_x\sigma_y\sigma_z} \exp\left[-\frac{(x-x_0-u(t-t_i))^2}{2\sigma_x^2} - \frac{(y-y_0)^2}{2\sigma_y^2}\right] \left\{ \exp\left[\frac{(z-z_0)^2}{2\sigma_z^2}\right] + \alpha \exp\left[\frac{(z+z_0)^2}{2\sigma_z^2}\right] \right\} \quad (5.2)$$

- $M_i$  : Masse du  $i$ ème rejet instantané [kg];

$$M_i = Q \left( \frac{t_{i+1} - t_i}{2} \right) (t_i - t_{i-1}) \quad (5.3)$$

- $u$  : vitesse moyenne du vent [m/s];
- $n$  : nombre de rejets instantanés considérés;
- $t_i$  : instant de fin d'émission du  $i$ ème rejet [s];
- $t_{i-1}$  : instant de fin d'émission du  $(i-1)$ ème rejet et début d'émission du  $i$ ème rejet [s];

**Rejet continu – Modèle « panache »** Si le rejet est continu et si la vitesse du vent est suffisamment importante pour que le phénomène de diffusion dans la direction du

vent soit négligeable devant le phénomène de convection, la concentration  $C$  du gaz dans l'atmosphère en un point  $(x, y, z)$  peut s'écrire :

$$c(x, y, z, t) = \frac{M}{2\pi u \sigma_y \sigma_z} \exp\left[-\frac{(y - y_0)^2}{2\sigma_y^2}\right] \left\{ \exp\left[\frac{(z - z_0)^2}{2\sigma_z^2}\right] + \alpha \exp\left[\frac{(z + z_0)^2}{2\sigma_z^2}\right] \right\} \quad (5.4)$$

### 5.2.2 Calcul des écarts types

**Corrélation de Pasquill-Turner [22]** : Les écart-types de Pasquill ont été déterminés pour les modèles « panache » à partir des mesures de « Prairies Grass » menées en Grande Bretagne, en 1960. Ces mesures ont été faites sur un terrain plat, bien dégagé, peu rugueux (de l'ordre de 3 cm). En fonction des classes de stabilité atmosphérique de Pasquill, les valeurs des écarts-types ont été formulées en fonction de la distance de la source (valable pour des distances supérieures à 100 m et inférieures à 10 km). Les valeurs des écarts types  $\sigma_y$  (tableau 5.1) et  $\sigma_z$  (tableau 5.2) proposées par Pasquill correspondent à des durées d'échantillonnage de 10 minutes, et une hauteur de source qui n'excède pas les premières centaines de mètres. La relation pour calculer les écarts type est de la forme :

$$\sigma = ax^b + c \quad (5.5)$$

TABLE 5.1 – Coefficients pour le calcul de  $\sigma_y$

Stabilité atmosphérique(Pasquill)	a	b	c
A	0,215	0,805	0
B	0,155	0,889	0
C	0,105	0,903	0
D	0,068	0,908	0
E	0,05	0,914	0
F	0,034	0,908	0

TABLE 5.2 – Coefficients pour le calcul de  $\sigma_z$ 

Stabilité atmosphérique(Pasquill)	a	b	c
A	0,467	1,89	0,01
B	0,103	1,11	0
C	0,066	0,915	0
D	0,0315	0,822	0
E	0,0232 si $x < 1$ Km 0,148 sinon	0,745 si $x < 1$ Km 0,15 sinon	0 -0,126
F	0,0144 si $x < 1$ Km 0,0312 sinon	0,727 si $x < 1$ Km 0,306 sinon	0 -0,017

### 5.3 PHENOMENOLOGIE DE LA FUSION DU CŒUR

Les barres de contrôle servent comme des inhibiteurs de la réaction en chaîne dans le réacteur nucléaire. En fonctionnement normal ou en cas d'urgence, la chute de ces barres permet l'arrêt de la réaction en chaîne et par conséquent, une forte baisse de la puissance générée par le cœur. Cependant cette baisse n'élimine pas toute la chaleur du cœur, la présence encore des produits de fission créent une puissance dite résiduelle. Le refroidissement du combustible doit donc être maintenu, car cette puissance résiduelle pourrait, à elle seule, suffire à endommager, voire à faire fondre le combustible. Ce refroidissement est réalisé par le système de refroidissement du réacteur à court terme (STC).

La fusion du cœur et le relâchement des produits radioactifs seraient des conséquences inéluctables. La gravité de l'accident dépend du degré d'endommagement du combustible et du degré de perte de confinement. Au cours de l'accident, les différents phénomènes physiques susceptibles de se produire et conduire au relâchement des produits de fusion depuis le combustible jusqu'à l'enceinte de confinement sont les suivants [23] :

- Echauffement et fusion des plaques combustibles.
- Volatilisation et entraînement des produits de fusion, sous forme gazeuse ou aérosol, dans le circuit primaire, par les gaz chauds issus du cœur.
- Fuites éventuelles de certains produits de fission, sous forme gazeuse ou aérosol, au-delà de l'enceinte de confinement, provoquant ainsi une contamination radioactive de l'environnement.

Parmi les produits de fission pouvant se relâcher en cas d'accident on trouve : Iode (I), Césium (Cs), Xénon (Xe), Baryum (Ba), etc.

Le Césium 137 ( $Cs_{137}$ ) est l'un des radionucléides les plus étudiés depuis la découverte de la fission nucléaire.

## 5.4 CARACTÉRISTIQUES NUCLÉAIRE DU CÉSIUM 137

Le césium appartient, comme le lithium, le sodium, le potassium et le rubidium, à la classe des métaux alcalins. Chimiquement, le césium présente un seul degré d'oxydation correspondant au cation  $Cs^+$ .

### 5.4.1 Caractéristiques nucléaires du $Cs_{137}$

Le césium possède 31 isotopes dont la masse varie de 114 à 145. Parmi eux, seul l'isotope 133 est stable. La période de décroissance radioactive est supérieure à l'année uniquement pour les isotopes 134 (2,2 ans), 135 ( $2,9 \cdot 10^6$  ans) et 137 (30 ans).

Le  $Cs_{137}$ , émetteur  $\beta^-$ , donne naissance avec un rendement de 94,6 % au  $^{137m}Ba$  et avec un rendement de 5,4 % au baryum 137 stable. Le  $^{137m}Ba$  de période 2,55 minutes conduit au baryum 137 stable, avec une émission gamma (661,7 keV, rendement 85 %).

Le tableau ci-dessous résume les caractéristiques radioactives de base de  $Cs_{137}$  :

TABLE 5.3 – Caractéristiques de  $Cs_{137}$

$Cs_{137}$	
<b>Période radioactive</b>	30 ans
<b>Activité massique [<math>Bq \ g^{-1}</math>]</b>	$3,2 \cdot 10^{12}$
<b>Emission(s) principale(s) par désintégration (Rendement d'émission [%])</b>	$\beta^-$ $E_{max} = 512 \text{ keV} \ (94,6 \ \%)$ $E_{max} = 1 \ 117 \text{ keV} \ (5,4 \ \%)$

### 5.4.2 Atteinte de l'homme

**Exposition externe** : Les coefficients de dose efficace représentés dans le tableau 5.4 sont issus du rapport n°12 du Federal Guidance (1993), et sont valables quel que soit l'âge de l'individu exposé, [24].

Dans le cas d'une source ponctuelle de  $Cs_{137}$ , le débit de dose pour 1 Bq est  $2,75 \cdot 10^{-14} (Sv/s)$  à 1 mètre.

TABLE 5.4 – Coefficients de dose efficace par type d'exposition

	Dose efficaces
<b>Panache</b>	$2,73 \cdot 10^{-14} (Sv/s)/(Bq/m^3)$
<b>Dépôt sec</b>	$5,55 \cdot 10^{-16} (Sv/s)/(Bq/m^2)$
<b>Immersion dans l'eau</b>	$5,92 \cdot 10^{-14} (Sv/s)/(Bq/m^3)$

Pour la contamination externe de la peau : Une contamination homogène superficielle de  $1000 \text{ Bq.cm}^{-2}$  de peau délivre un débit de dose équivalente à l'épiderme (couche superficielle de la peau) de  $1,6 \cdot 10^{-3} (Sv/s)$

**Exposition interne :** Le césium incorporé par l'homme se distribue comme son homologue et compétiteur naturel, le potassium, dans l'ensemble de l'organisme en se concentrant préférentiellement dans le muscle. Les expérimentations animales et les observations humaines ont montré que le césium ingéré sous forme de chlorure de césium, est rapidement transféré au secteur extracellulaire (80% à 95 % en 24 h chez le rat), [25].

### 5.4.3 Limites des doses efficaces

Les limites de doses sont fixées par la loi pour des périodes bien déterminées. Pour le cas du royaume belge, elles sont fixées pour une durée de 12 mois consécutifs glissants, c'est-à-dire une période de 12 mois et non pas forcément une année civile [26]. Ces limites sont données dans le tableau 5.5.

TABLE 5.5 – Limites des doses efficaces selon la loi belge

Catégorie de personnes	Limite de dose efficace
<b>Personne professionnelle exposée</b>	20 mSv
<b>Apprentis et étudiants de 16 à 18 ans</b>	6 mSv
<b>Public</b>	<b>1 mSv</b>

## 5.5 MODÉLISATION DE LA DIPERSION ATMOSPHERIQUE DU $C_{S137}$

### 5.5.1 Choix du scénario

Le choix du scénario à prendre en compte, se base essentiellement sur les conséquences générées dans le cas où il a lieu.

Nous allons choisir le cas d'un endommagement total du cœur du réacteur et totalement découvert avec une probabilité de  $2,09^{-10}$ , c'est le cas d'un endommagement du coeur suivi par un échec des fonctions de confinement (brises siphons et système de confinement). Dans ce cas la matière radioactive échappée du cœur sera la plus grande possible et le système de confinement tombe en échec c'est-à-dire que le fonctionnement d'urgence du système de ne se déclenche pas. La figure 5.2 donne le scénario conduisant à la dispersion atmosphérique.

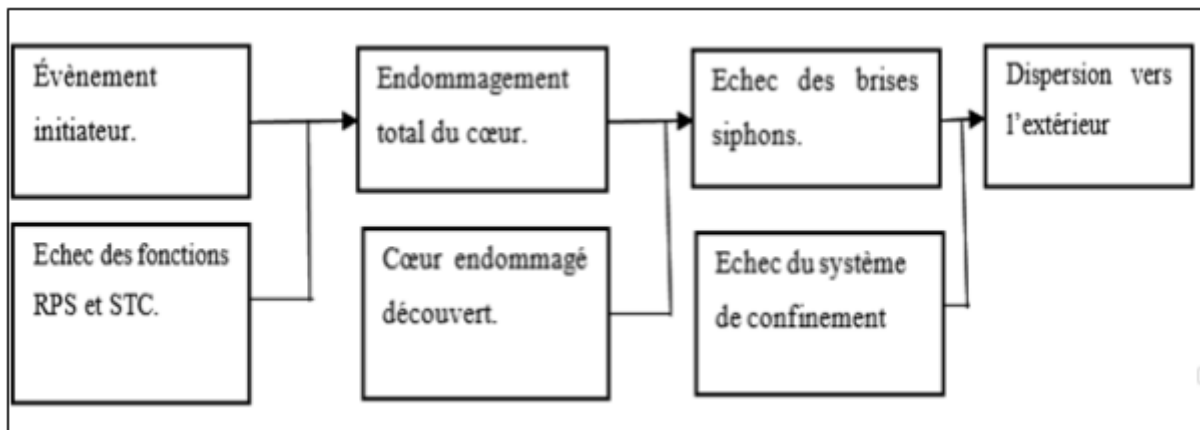


FIGURE 5.2 – Scénario conduisant à la dispersion atmosphérique

### 5.5.2 Modèle choisi pour la dispersion

Nous avons choisi pour modéliser la dispersion des matières radioactives dans l'atmosphère le modèle du panache Gaussien décrit par l'équation (5.4). C'est le modèle le plus utilisé dans le cas des pareilles études et qui ne nécessite pas beaucoup d'informations.

### 5.5.3 Conditions météorologiques du site

Une modélisation de dispersion de la matière radioactive nécessite des données météorologiques datant d'au moins 20 ans. Vue l'indisponibilité de ces informations, nous nous limiterons dans notre cas à des informations d'un mois (figure 5.3).

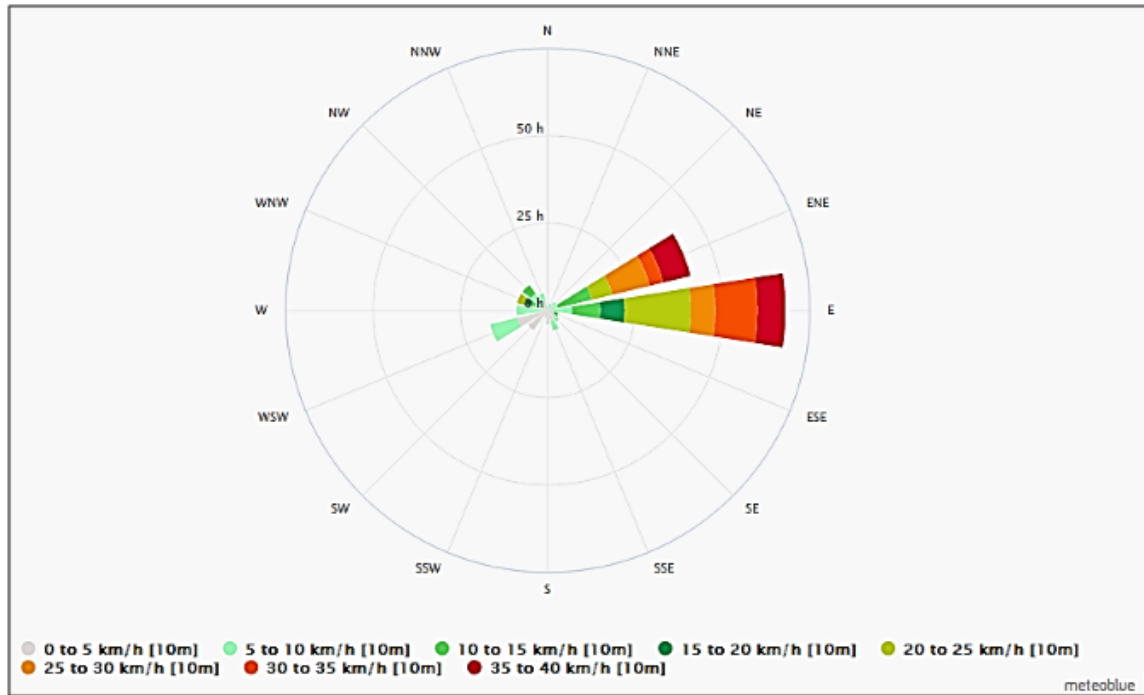


FIGURE 5.3 – Rosée du vent dans la wilaya d'Alger du 12 -04-2017 au 12-05-2017 (www.meteoblue.com)

#### 5.5.4 Calculs des écarts types $\sigma_y$ et $\sigma_z$

Dans notre cas, le climat est ensoleillé avec un rayonnement du soleil modéré et une vitesse du vent avoisinant les  $10 \text{ m.s}^{-1}$ . Selon la table des classes de stabilité de Pasquill ; la classe de stabilité, dans ce cas, est D ( $u > 6\text{m/s}$  et ensoleillement modéré) A l'aide des tables de Pasquill, nous déduirons les valeurs de  $\sigma_y$  et  $\sigma_z$  en faisant sortir les valeurs des coefficients a, b et c pour une classe de stabilité D

$$\sigma_y = 0,068X^{0,908}$$

$$\sigma_z = 0,0315X^{0,822}$$

#### 5.5.5 Données sur le rejet

Nous n'avons pas eu d'informations suffisantes sur les rejets possibles dans notre cas. Pour cela l'étude portera sur le Césium vu qu'il est l'un des radionucléides les plus étudiés dans le domaine nucléaire. Sachant qu'un réacteur nucléaire de puissance de 1300 MeW contient en fin de cycle de son combustible une quantité de  $3 \cdot 10^{17} \text{ Bq}$  de  $Cs_{137}$ , en appliquant la règle de trois :

$$1300 \text{ MeW} \rightarrow 3 \cdot 10^{17} \text{ Bq}$$

$$3MeW \rightarrow x$$

$$x = \frac{310^{17} * 3}{1300} \Rightarrow x = 6,9210^{14} Bq$$

L'activité massique de Césium 137 est de  $3,2.10^{12} Bq/g$ ; donc on déduit la masse de Césium 137 échappée :

$$M_{Cs137} = \frac{A_{totale}}{A_{massique}}$$

$$\Rightarrow \frac{6,92.10^{14}}{3,2.10^{12}}$$

$$\Rightarrow M_{Cs137} = 216,25g$$

Calculons ensuite le débit massique Q de rejet sortant du bâtiment du réacteur :

Le volume total du bâtiment est estimé de 6000 m<sup>3</sup>, donc la concentration massique de Césium 137 est :

$$C_{massique} = \frac{216,25}{6000} = 3,6.10^{-02} g.m^{-3}$$

L'air, dans le cas où le système de confinement ne réagit pas, est extrait avec un débit de  $6000 m^3.h^{-1}$  c'est-à-dire :  $1,66 m^3.s^{-1}$  :

D'où :

$$Q = C_{massique} * D_{volumique} = 3,2.10^{-02} * 1,66$$

$$Q = 6.10^{-02} g.s^{-1} = 6.10^{-05} Kg.s^{-1}$$

Il est noté qu'on peut passer d'un débit massique à un flux d'activité en multipliant le débit Q par l'activité massique.

$$c(x, y, z, t) = \frac{6.10^{-05}}{2\pi u \sigma_y \sigma_z} \exp \left[ -\frac{(y - y_0)^2}{2\sigma_y^2} \right] \left\{ \exp \left[ \frac{(z - z_0)^2}{2\sigma_z^2} \right] + \alpha \exp \left[ \frac{(z + z_0)^2}{2\sigma_z^2} \right] \right\}$$

Avec

–

$$\sigma_y = 0,068X^{0,908}$$

–

$$\sigma_z = 0,0315X^{0,822}$$

– z = 0 et 16 m



### 5.5.6 Modélisation à l'aide du logiciel MATLAB

Le logiciel MATLAB permet de modéliser différents phénomènes en permettant à l'utilisateur de choisir la forme de présentation des résultats et les données du modèle mathématique choisi.

Nous allons, pour faire notre travail, insérer deux commandes dans notre Script pour dessiner l'évolution de la concentration dans un espace (x, y) :

1. **ezcontour (F, domaine)** : elle permet de dessiner des contours d'évolution d'une fonction donnée sur un plan (x, y).
2. **ezsurf (F, domaine)** : Elle permet la présentation de l'évolution de la fonction F dans un graphe en 3 dimensions (3D), avec une échelle colorée pour une bonne illustration.

Le script nous donnant la simulation de l'évolution de la dispersion atmosphérique est donné dans **l'annexe 6**.

#### Modélisation de la dispersion atmosphérique pour Z=16 m

La figure 5.4 donne l'évolution de la concentration en  $Kg.m^3$  dans le sens du vent à une hauteur  $z=16$  m.

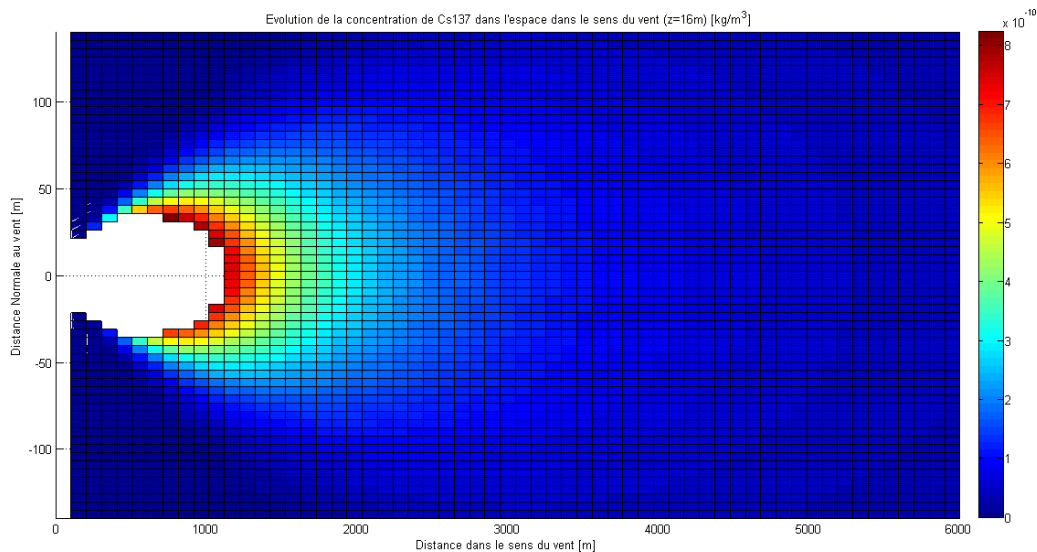


FIGURE 5.4 – Evaluation de la concentration dans le plan (x,y) à une hauteur de 16 m

Le bâtiment du réacteur a une hauteur de 16 m approximativement, au sommet du bâtiment se trouve le système d'extraction de l'air. Nous avons supposé que la hauteur de la cheminée est 16 m.

Pour cette hauteur, la concentration de matière relâchée est maximale à la sortie de la cheminée ce qui est bien illustrée sur les graphes donnés ( $\sim 10^{-10} \text{ Kg.m}^{-3}$ ). La concentration diminue en s'éloignant de la source horizontalement ; dans le sens du vent ; jusqu'à ce que cette valeur s'annule au voisinage de 4000 m de la source.

Le nuage contaminé se propage aussi dans le sens normal au vent (sur l'axe des y) en s'éloignant de la source du nuage. Il s'étale latéralement pour atteindre un diamètre de 200 m approximativement, cette valeur est atteinte à une distance de 1500 m de la source d'émission.

### Modélisation de la dispersion atmosphérique à $Z=0$ m

La figure 5.5 donne l'évolution de la concentration en  $\text{Kg.m}^{-3}$  de  $C_{S_{137}}$  dans le sens du vent à une hauteur de  $Z=0$  m. L'altitude qui nous intéresse dans le cas de la modélisation

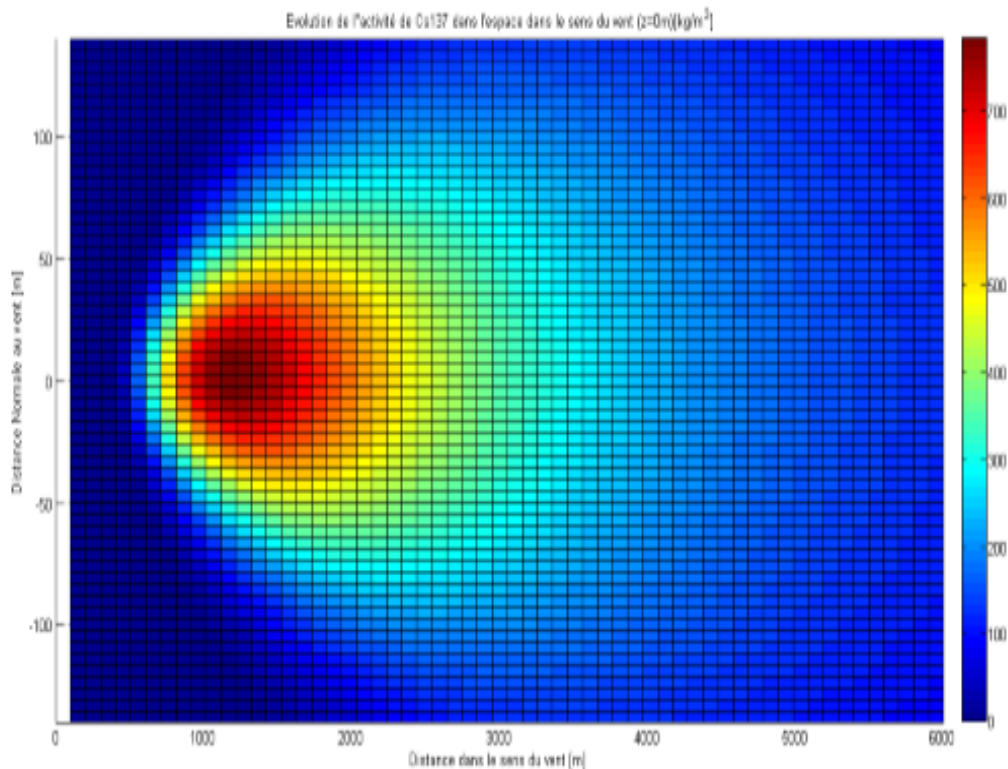


FIGURE 5.5 – Concentration de  $C_{S_{137}}$  dans le sens du vent à  $Z=0$  m

de la dispersion des matières radioactives dans l'atmosphère est  $z=0$  (au niveau du sol), c'est là où les cibles se trouvent (hommes, animaux, plantes).

Pour une altitude nulle, le niveau de contamination à la source est nul, vue que le vent ne permet pas au nuage de s'étaler verticalement il a tendance à le pousser vers l'avant (dans le sens du vent). Mais l'effet de la pesanteur finit par attirer le nuage vers le sol.

La concentration maximale, au niveau du sol est observée à une distance de 1500 m de la source d'émission, dans le sens du vent. Cette valeur atteint les  $900 \text{ Bq.m}^{-3}$ , une valeur largement supérieure au seuil réglementaire. Le nuage de l'air contaminé s'étale sur une distance de 6000 m dans le sens du vent, et avoisinant les 400 m latéralement.

**Irradiation globale** Pour la contamination externe de la peau : Une contamination homogène superficielle de  $1000 \text{ Bq.cm}^{-2}$  de peau délivre un débit de dose équivalente à l'épiderme (couche superficielle de la peau) de  $1,6.10^{-3} \text{ Sv.h}^{-1}$  [24] c'est-à-dire une dose de  $0,0016 \text{ Gy.h}^{-1}$ . Le seuil limite de l'irradiation globale du corps humain est estimé à une valeur de 0,2 à 0,3 Gy.

Après une exposition accidentelle, l'évaluation des doses absorbées est basée sur [25] :

- La dosimétrie physique.
- Les signes cliniques.
- La dosimétrie biologique (étude des effets biologiques).

Le tableau 5.6 indique les seuils des effets d'irradiation globale.

TABLE 5.6 – Seuils des effets d'irradiation globale

Dose (Gy)	Effets
0,2-0,3	Néant
0,3 – 1	Baisse temporaire du nombre de lymphocytes, risque de malaises, nausées, vomissements, anorexie
1 – 3,5	Signes d'atteintes du système hématopoïétique
3,5 – 5,5	Manifestations cliniques sévères DL50 = (4 à 4,5 Gy)
5,5 – 7,5	Syndrome hématopoïétique grave, syndrome gastro-intestinal, la mort s'il n'y a pas de greffe de moelle osseuse
7,5 – 10	Lésions combinées intestinales, pulmonaires et hématopoïétiques gravissimes (la mort en deux semaines s'il n'y a pas de greffe de moelle osseuse)
>15	Signes neurologiques, pas de thérapeutique, mort en 24h

Le tableau 5.7 indique les signes cliniques des cibles irradiées.

TABLE 5.7 – Signes cliniques des cibles irradiées

Signes cliniques	Délais d'apparition après irradiation	Sévérité de l'irradiation
Choc, convulsions, désorientation	Quelques minutes après	Mortelles $D > 15$ Gy
Vomissements, nausées	Dans les premières heures	Sérieuses $D > 1$ Gy
Diarrhée, vomissements, hémorragies	Dans les 8 premiers jours	Graves $D = 8$ à $12$ Gy

La figure 5.6 représente les contours des seuils d'irradiation que peuvent recevoir une cible. Il est noté que les valeurs données sont en  $Gy.m^3.s^{-1}$ , cela signifie qu'un mètre cube d'air génère la dose par seconde.

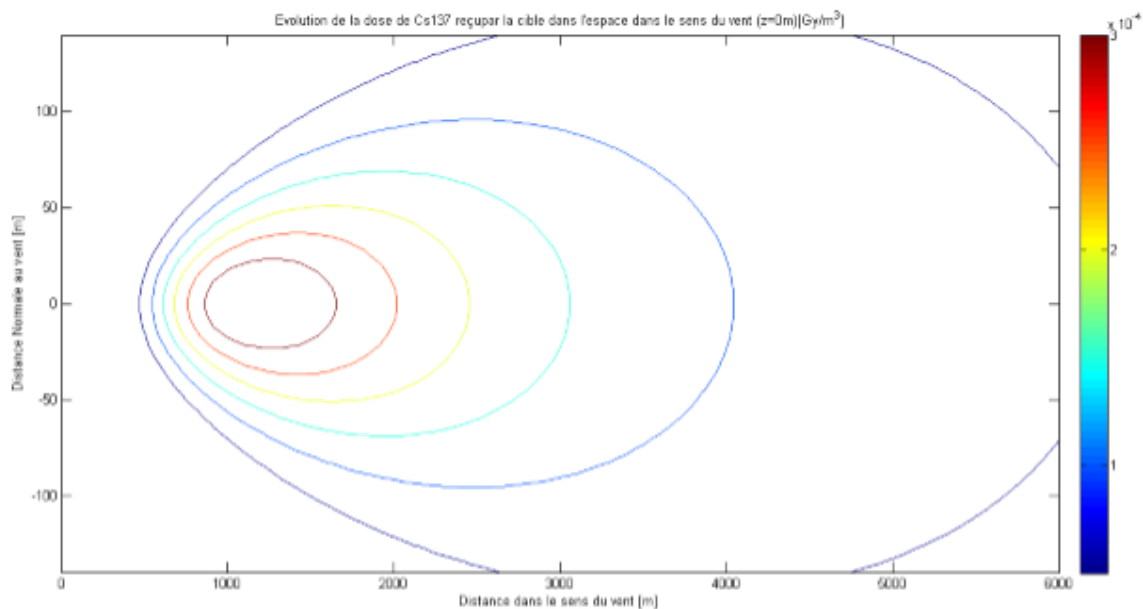


FIGURE 5.6 – Contours des seuils d'irradiation

Pendant une heure, dans la zone délimitée par le contour rouge, la cible va recevoir une dose maximale de **1,08 Gy** de chaque mètre cube d'air. Les effets pouvant se manifester sur les cibles sont des atteintes du système hématopoïétique, des vomissements et des nausées (voir tableaux 5.6, 5.7)

Pour une même durée, et dans la zone délimitée par le contour en bleu clair, correspondant à une dose de  $1.10^{-4} Gy.m^3.s^{-1}$ , ce qui est équivalent à une dose de **0,36 Gy** en une heure. Les cibles, dans cette zone, vont subir des baisses temporaires du nombre de lymphocytes, risque de malaises, nausées, vomissements, anorexie.

Hors de la zone en bleu clair, les personnes sont exposées à une valeur limite de 0,3 Gy pendant la première heure, les cibles ne manifestent aucun symptôme, ce qui rend le

diagnostic de l'irradiation plus difficile.

### 5.5.7 Interprétations générale

Pour juger de l'acceptabilité de la situation du réacteur étudié en termes de sûreté, nous allons positionner le scénario choisi sur la courbe d'étalonnage de la sûreté. Cela se fait par la combinaison de la probabilité annuelle de la séquence accidentelle étudiée et les conséquences en termes de doses générées par ceux-ci. La figure 5.7 illustre la position du scénario sur la courbe d'étalonnage.

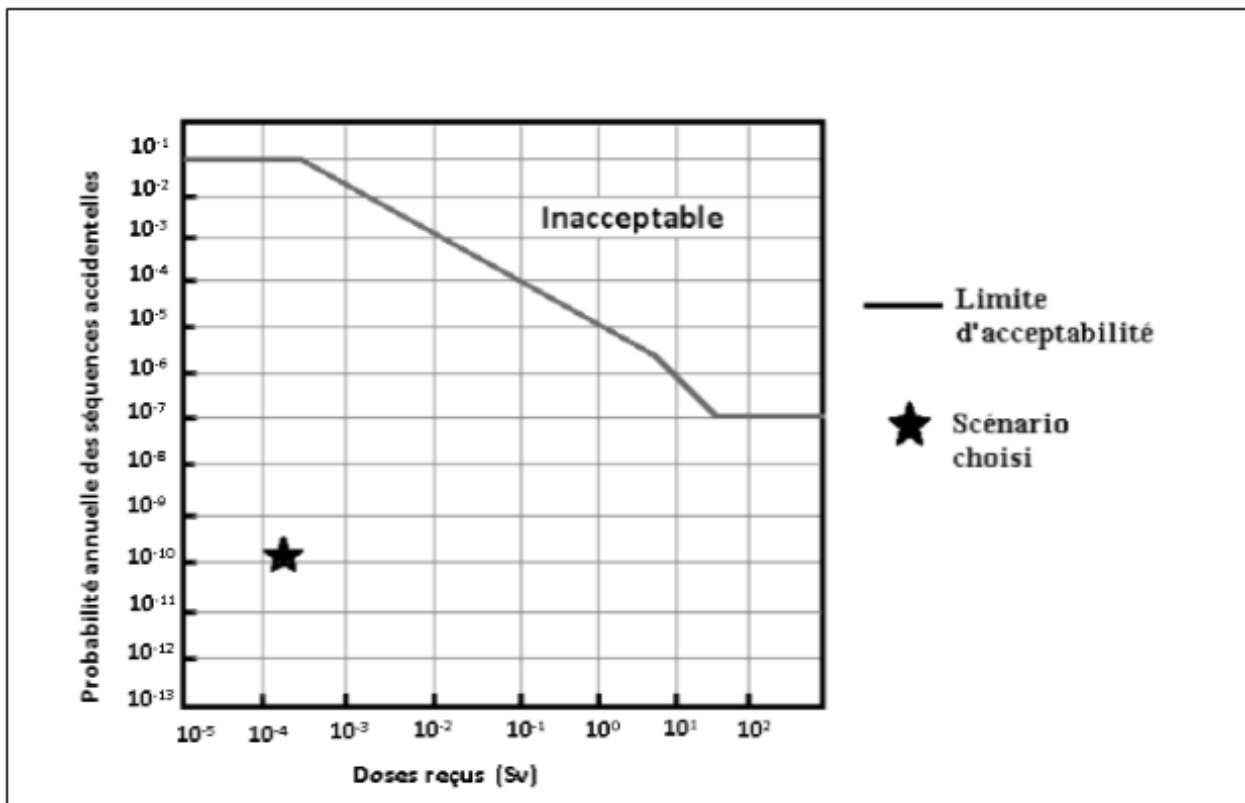


FIGURE 5.7 – Critère d'acceptabilité de la sûreté de réacteur nucléaire

Pour les événements initiateurs que nous avons choisi pour élaborer l'étude probabiliste de la sûreté de niveau 1 (EPS1), et le scénario retenu pour modéliser la dispersion atmosphérique (EPS2) nous avons constaté, d'après la courbe d'étalonnage de sûreté, que le niveau de sûreté du réacteur de recherche étudié est acceptable. Cela montre l'efficacité et la fiabilité des systèmes de sûreté mis en places dans l'installation.

Une première modélisation nous a donné une idée sur le comportement de l'air contaminé sur une altitude de 16 m qui correspond à la hauteur de la cheminée (la source du rejet). Dans un deuxième stade, nous nous sommes intéressés à l'évolution de la contamination au niveau du sol ; pour pouvoir donner des interprétations sur les effets qui peuvent se manifester sur les cibles.

Nous avons constaté que le scénario que nous avons choisi est acceptable, bien qu'il soit le pire des scénarios pouvant se produire au sein de l'installation. Cela montre l'efficacité des systèmes de sûreté mis en places dans l'installation.

## Chapitre 6

# RECOMMANDATIONS TECHNIQUES

# RECOMMANDATIONS TECHNIQUES

Les résultats des EPS1 et EPS2 ont montré que le niveau de sûreté du réacteur étudié est acceptable. Malgré cela les autorités nucléaire sont toujours exigeantes, et essayent d'augmenter le niveau de la sûreté autant que possible.

De ce fait, nous essayerons dans ce chapitre de proposer un système instrumenté qui permettra de confirmer les résultats précédemment trouvés afin d'améliorer les performances des fonctions de sûreté du réacteur.

## 6.1 CONCEPT DE SYSTEMES INSTRUMENTES DE SECURITE (SIS)

### 6.1.1 Définition d'un SIS

La norme CEI 61511 [27], définit les SIS comme étant «un système instrumenté utilisé pour mettre en œuvre une ou plusieurs fonctions instrumentées de sécurité. Un SIS se compose de n'importe quelle combinaison de capteur(s), d'unité logique (s) et d'élément(s) terminal (aux) ».

### 6.1.2 Constitution élémentaire d'un SIS

Les SIS sont constitués de différents éléments unitaires reliés entre eux par des moyens de transmissions. Au minimum, on retrouve en série un capteur, une unité de traitement et un actionneur [28](figure 6.1).

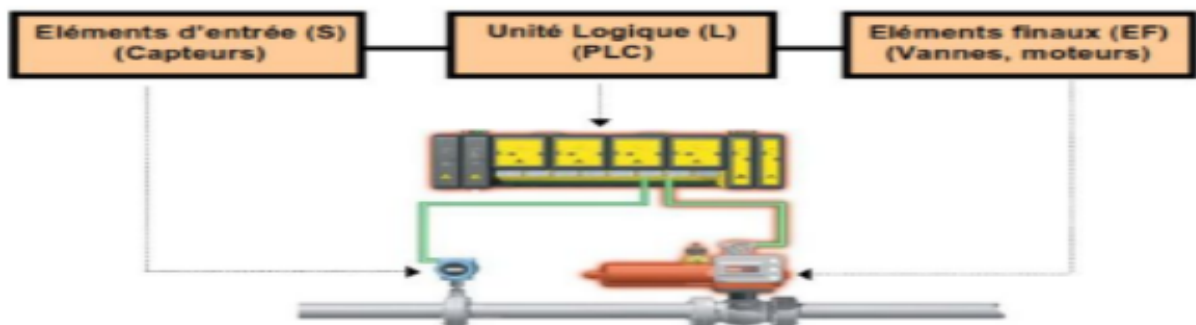


FIGURE 6.1 – Système instrumentée de sécurité

- **Capteur** : C'est un équipement qui délivre, à partir d'une grandeur physique, une autre grandeur, souvent électrique (tension, courant, résistance), fonction de la première et directement utilisable pour la mesure ou la commande. Cette grandeur



physique peut être la température, la pression, le niveau, le débit, la concentration d'un gaz.

- **Unité de traitement** : La fonction "traitement" peut être plus ou moins complexe. Elle peut se résumer à acquérir une grandeur mesurée par un capteur et à l'indiquer. Elle peut également consister à activer la commande d'un ou plusieurs actionneurs à partir d'une fonction combinatoire des informations délivrées par différents capteurs.
- **Actionneur** : Un actionneur peut être une vanne, un moteur, un servo-moteur... qui transforme un signal (électrique ou pneumatique) en phénomène physique qui permet de commander le démarrage d'une pompe, la fermeture ou l'ouverture d'une vanne... Selon l'énergie motrice, on parle d'actionneur pneumatique, hydraulique ou électrique.

Enfin, l'unité de traitement est reliée aux capteurs et aux actionneurs par des moyens de transmission. Il peut s'agir de câbles électriques, de lignes téléphoniques, d'ondes hertziennes (transmission par talkie-walkie...), ou de tuyauteries (transmission pneumatique ou hydraulique)

### 6.1.3 Architecture d'un SIS

Généralement, pour une architecture MooN, le premier chiffre désigne le nombre d'éléments que l'on doit avoir en état de marche pour que le système assure la fonction de sécurité et le second chiffre indique le niveau de redondance [29].

Le système est divisé en N éléments, il est capable d'accomplir de manière satisfaisante la fonction de sécurité spécifiée si et seulement si M de ces éléments (n'importe lesquels) sont opérants (système M-sur-N). Les architectures les plus souvent rencontrées sont les suivantes :

- **1oo1 (M=N=1)** : Cette architecture comprend un seul élément, et toute défaillance de cet élément empêche le traitement correct de tout signal d'alarme valide.
- **1oo2 (M=1 et N=2)** : Cette architecture comprend deux éléments connectés en parallèle de façon que chacun puisse traiter la fonction de sécurité. Ainsi, il faudrait la défaillance dangereuse des deux éléments pour qu'un signal d'alarme valide ne soit pas traité correctement.
- **2oo3 (M=2 et N=3)** : Cette architecture comprend trois éléments connectés en parallèle avec un dispositif à logique majoritaire pour les signaux de sortie de telle sorte que l'état de sortie n'est pas modifié lorsqu'un seul élément donne un résultat différent des deux autres éléments. Il faudrait la défaillance dangereuse des deux éléments pour qu'un signal d'alarme valide ne soit pas traité correctement.

### 6.1.4 Mode de fonctionnement

- **Faible sollicitation** : La fonction de sécurité n'est réalisée que sur sollicitation, afin de faire passer l'équipement sous contrôle dans un état de sécurité spécifié, et la fréquence des sollicitations n'est pas supérieure à une par an. Une barrière de sécurité est en mode de sollicitation à faible demande lorsque la fréquence des demandes d'opération n'est pas plus grande qu'une par an.
- **Forte sollicitation** : La fonction de sécurité n'est réalisée que sur sollicitation, afin de faire passer l'équipement sous contrôle dans un état de sécurité spécifié, et la fréquence des sollicitations est supérieure à une par an [30]. Dans la plupart des cas, le mode de sollicitation est de forte demande.
- **Mode continu** : La fonction de sécurité maintient l'équipement sous contrôle dans un état de sécurité en fonctionnement normal en permanent [30].

### 6.1.5 Fiabilité d'un SIS

L'évaluation de la fiabilité d'un SIS se fait par l'un des deux indicateurs suivants [31] :

- **Probabilité de défaillance à la demande (PFD)** : pour une barrière à faible demande de sollicitation.
- **Probabilité de défaillance par heure (PFH)** : pour une barrière à forte demande de sollicitation.
- **Niveau d'intégrité de sécurité (SIL)** : pour définir le niveau de réduction du risque, c'est-à-dire le niveau d'intégrité de sécurité que doit avoir le système de protection. Plus le SIL à une valeur élevée, plus la réduction du risque est importante.

#### Probabilité moyenne de défaillance sur demande

La PFD (Probability of Failure on Demand ) est la probabilité sur l'intervalle de temps  $[0,t]$  que le système ne puisse pas exécuter la fonction pour laquelle il a été conçu au moment de la demande [31]. On distingue plusieurs types de PFD :

- **PFD<sub>i</sub>** : C'est la probabilité moyenne que le système ne soit pas capable d'accomplir la fonction de sécurité (indisponibilité moyenne) dans l'intervalle de temps entre le  $(i-1)^{me}$  et l' $i^{me}$  test de révision  $([t_{i-1}, t_i])$ , on l'obtient par la relation suivante

$$PFD_i = \frac{1}{T_i} \int_{t_{i-1}}^{t_i} U(t).dt$$

- **PFD<sub>avg</sub>** : C'est la probabilité moyenne que le système ne soit pas capable d'accomplir la fonction de sécurité dans l'intervalle de temps entre deux tests com-

plets  $([0; t_n])$ . À la suite de chaque test complet, le système est restauré dans des conditions « comme neuves », de telle sorte que la  $PFD_{avg}$  peut être évaluée sur l'intervalle de temps entre deux tests complets. Les probabilités moyennes que le système ne soit pas capable d'accomplir la fonction de sécurité, dans l'intervalle de temps entre le  $(i-1)^{me}$  et l' $i^{me}$  test de révision, et dans l'intervalle de temps entre deux tests complets, sont donc :

$$PFD_{avg} = \frac{1}{\tau} \sum_{i=1}^n T_i \cdot PFD_i$$

La complexité de ces formules rend leurs utilisations difficiles de ce fait la norme CEI 61508 fournis des modèles approximatifs facilitent les calculs des PFD.

- **PFDmax** : C'est la probabilité maximale que le système ne soit pas capable d'accomplir la fonction de sécurité (indisponibilité maximale) dans l'intervalle de temps entre deux tests complets  $([0; t_n])$ , i.e.  $\text{Max}(U(t))$  avec la condition  $t_0 < t < t_n$ .

### Probabilité d'une défaillance dangereuse par heure (PFH)

Cette notion prend en compte les intervalles entre tests. S'il n'y a aucun moyens de réparation, elle est défini par :

$$PFH = \frac{PFD}{T_i}$$

### Niveau d'intégrité de sécurité

La norme IEC 61508 [30] fixe le niveau d'intégrité de sécurité (SIL) qui doit être atteint par un SIS qui réalise la Fonction Instrumentée de Sécurité. Elle donne le SIL en fonction de sa probabilité de défaillance moyenne ( $PFD_{avg}$ ) sur demande pour les SIS faiblement sollicités (tableau 6.1). Ou en fonction de la probabilité de défaillance par heure (PFH) pour les SIS fortement sollicités ou agissant en mode continu. Dans notre étude, nous nous plaçons dans le contexte des SIS faiblement sollicités. Le SIL est défini, selon l'IEC61508 , en 04 niveaux, plus le SIL est élevé, plus la disponibilité du système de sécurité est élevée.

TABLE 6.1 – Niveaux d'intégrité de sécurité selon la norme CEI 61508 .

SIL	$PFD_{avg}$
1	$10^{-02} < PFD_{avg} < 10^{-01}$
2	$10^{-03} < PFD_{avg} < 10^{-02}$
3	$10^{-04} < PFD_{avg} < 10^{-03}$
4	$10^{-05} < PFD_{avg} < 10^{-04}$

## Les données et les modèles pour calculer la $PFD_{avg}$

Les données de fiabilité [31] utilisées pour déterminer la  $PFD_{avg}$  sont indiquées dans le tableau 6.2 :

TABLE 6.2 – Données de fiabilité utilisées pour calculer la  $PFD_{avg}$

<b>TI</b>	Intervalle du teste périodique.
<b>MTTR</b>	Temps moyen de réparation.
$\lambda_2$	Taux de défaillance d'un élément du sous-système.
$\lambda_D$	Taux de défaillances dangereuses (par heure) égale à 0.5 de $\lambda$
$\lambda_{DD}$	Taux de défaillances dangereuses détectées d'un élément du sous-système.
$\lambda_{DU}$	Taux de défaillances dangereuses non détectées d'un élément du sous-système.
$DC$	Couverture du diagnostic (le rapport du taux de défaillance des pannes dangereuses détectées sur le taux de défaillance total des pannes dangereuses)
$\beta, \beta_D$	Des pourcentages de défaillance de mode commun pour les systèmes redondants. Parmi ces causes, on peut citer : les agressions par le milieu naturel, les perturbations engendrées par le milieu (colmatage des prises d'impulsion de capteurs); les erreurs de maintenance.
$t_{CE}$	Temps moyen d'indisponibilité équivalent d'un élément pour les architectures 1oo1, 1oo2, 2oo3.
$t_{GE}$	Temps moyen d'indisponibilité équivalent du groupe à logique majoritaire pour les architectures 1oo1, 1oo2, 2oo3.

Les formules proposées par la norme CEI 61508-6 qui permettent d'évaluer la  $PFD_{avg}$  pour quelques architectures MooN sont indiquées dans le tableau 6.3.

TABLE 6.3 – Données de fiabilité utilisées pour calculer la  $PFD_{avg}$

Architecture	$PFD_{avg}$
<b>1oo1</b>	$\lambda_{DU} \left[ \frac{TI}{2} + MTTR \right] + \lambda_{DD}.MTTR$
<b>1oo2</b>	$2.[(1 - \beta_D).\lambda_{DD} + (1 - \beta).\lambda_{DU}]^2.t_{CE}.t_{GE} + \beta_D.\lambda_{DD}.MTTR + \beta_D.\lambda_{DU} \left[ \frac{TI}{2} + MTTR \right]$
<b>2oo3</b>	$2.[(1 - \beta_D).\lambda_{DD} + (1 - \beta).\lambda_{DU}]^2.t_{CE}.t_{GE} + \beta_D.\lambda_{DD}.MTTR + \beta_D.\lambda_{DU} \left[ \frac{TI}{2} + MTTR \right]$

Avec :

$$t_{CE} = \frac{\lambda_{DU} \left[ \frac{TI}{2} + MTTR \right] + \lambda_{DD}.MTTR}{\lambda_D}$$

$$t_{GE} = \frac{\lambda_{DU} \left[ \frac{TI}{3} + MTTR \right] + \lambda_{DD}.MTTR}{\lambda_D}$$

$$\beta = 2\beta_D \quad , \lambda_D = \lambda_{DD} + \lambda_{DU} = \frac{\lambda}{2}$$

$$\lambda_{DU} = \frac{\lambda}{2}.(1 - DC) \quad , \lambda_{DD} = \frac{\lambda}{2}.DC$$

## 6.2 PRESENTATION DU SIS PROPOSE

Dans le cas du réacteur de notre étude, l'installation est munie d'un système auxiliaire de production d'eau déminéralisée. Ce système est composé de l'installation de déminéralisation et d'un réservoir de stockage de l'eau. Le réservoir est destiné pour la compensation des pertes de réfrigérant dans la cuve due à l'évaporation naturelle.

L'idée est de lier ce réservoir à la cuve du réacteur par un système instrumenté. Le système instrumenté est composé par les sous-systèmes suivants :

- Un sous-système de 3 capteurs de niveau avec une architecture 2oo3 qui ont pour objectif de déceler et d'indiquer la diminution de niveau du réfrigérant dans la cuve.
- Une unité logique qui permet d'acquérir le niveau mesuré par les capteurs afin d'envoyer un signal pour commander l'actionneur (architecture 1oo1).
- Une électrovanne qui transforme le signal reçu par l'unité logique à une action d'ouverture en cas d'une baisse de niveau ou à une action de fermeture à l'état normal (architecture 1oo1).

La figure 6.2 représente l'architecture de notre système.

La figure 6.3 représente un schéma graphique de l'emplacement du SIS.

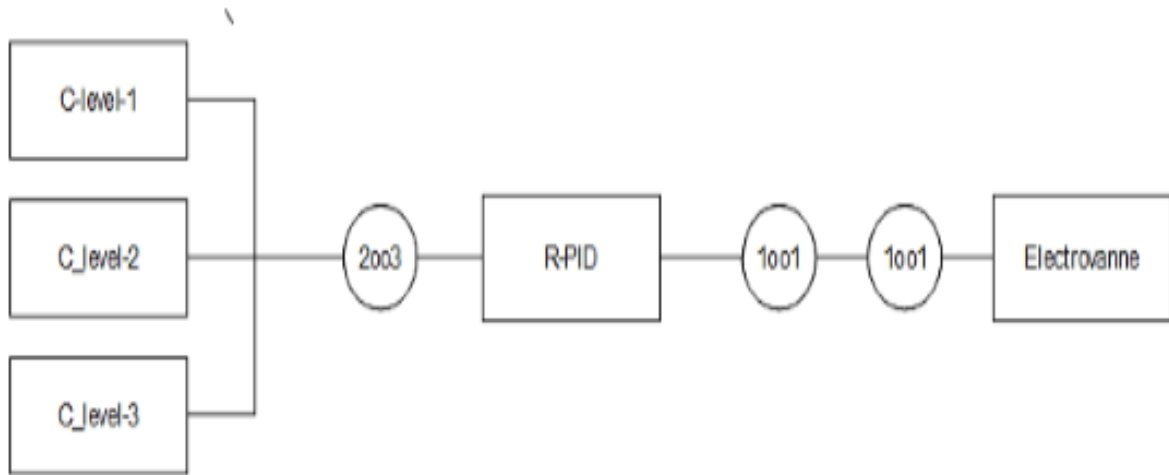


FIGURE 6.2 – Architecture du SIS proposé

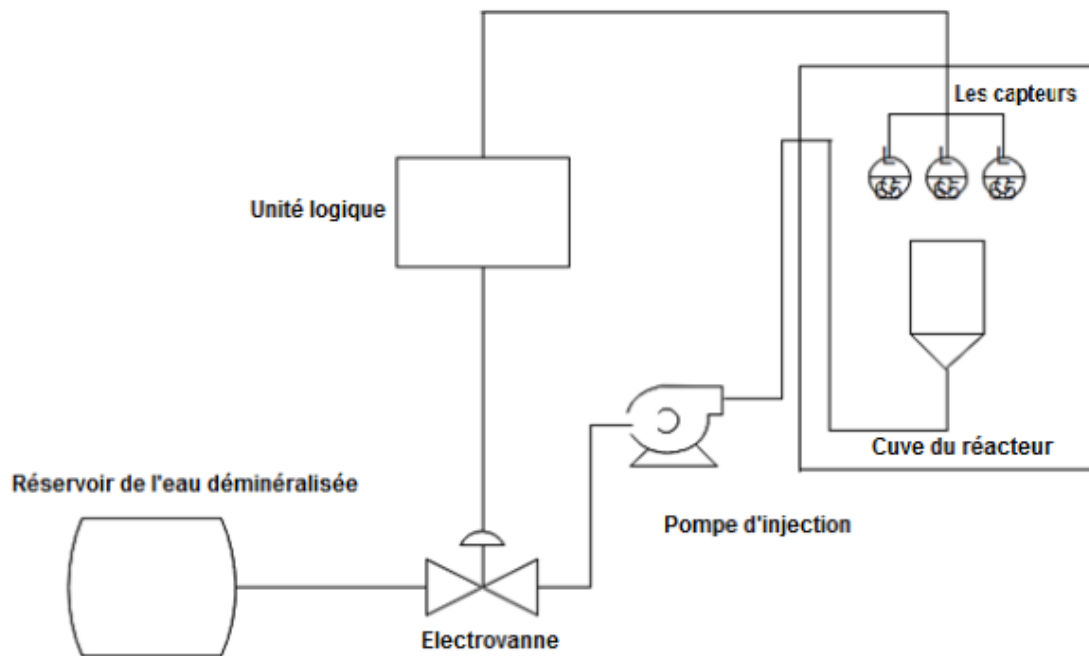


FIGURE 6.3 – Schématisation de l'emplacement du SIS.

## 6.3 SIMULATION DU SYSTEME

Nous allons faire une simulation à l'aide du logiciel, Simulink, pour tester le fonctionnement du système proposé.

### 6.3.1 Simulation de la cuve du réacteur et de la pompe d'injection

Avant de réaliser la simulation il est nécessaire de déterminer la relation entre le débit d'entrée du réfrigérant fournit par la pompe d'injection, la variation du niveau de réfrigérant

dans la cuve et le débit de sortie en cas d'une perte de réfrigérant due à une rupture de l'un des composants du circuit primaire.

- La cuve est un cylindre de section  $A$  uniforme.
- La cuve est alimentée par le réfrigérant de secours au moyen d'une pompe d'injection à un débit d'entrée  $Q_e(t)$ .
- La hauteur courante dans le réservoir est  $H(t)$ .
- La perte de réfrigérant se fait avec un débit  $Q_s(t)$
- Le débit  $Q_s(t)$  n'est fonction que de la hauteur  $H(t)$  suivant la relation de **principe de Torricelli** qui établit que le carré de la vitesse d'écoulement d'un fluide sous l'effet de la pesanteur est proportionnelle à la hauteur de ce fluide qui il s'échappe du cylindre qui le contient. Si on note  $v$  la vitesse d'écoulement,  $h$  la hauteur du fluide et  $g$  l'accélération de la pesanteur, nous avons :  $v(t) = K\sqrt{H(t)}$  et  $K = f(g)$   
 Donc le débit de sortie :  $Q_s(t) = K\sqrt{H(t)}$  et  $K = f(g, A)$

La figure 6.4 représente une schématisation de la cuve du réacteur.

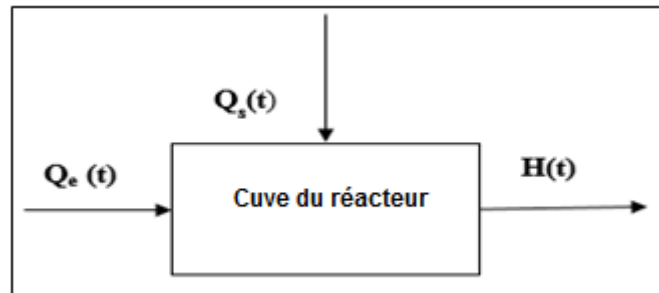


FIGURE 6.4 – Schématisation simple de la cuve du réacteur.

En écrivant la relation qui lie la différence des débits :  $Q_e(t) - Q_s(t)$  et la variation de la hauteur  $\frac{dH(t)}{dt}$  :

Soit  $V(t)$  le volume du réfrigérant dans la cuve du réacteur donné par :

$$V(t) = A \times H(t) \tag{6.1}$$

On dérive par rapport au temps

$$\frac{dV(t)}{dt} = A \times \frac{dH(t)}{dt} \tag{6.2}$$

Le débit réel de remplissage  $Q_e(t) - Q_s(t)$  est la variation du volume  $V(t)$  par unité de temps :

$$\frac{dV(t)}{dt} = Q_e(t) - Q_s(t) \tag{6.3}$$

Soit :

$$Q_e(t) - Q_s(t) = A \times \frac{dH(t)}{dt} \tag{6.4}$$

Si  $Q_e(t)$  est constant, le système évolue comme suit :

$$Q_e(t) - Q_s(t) < 0$$

$$\Rightarrow Q_e(t) < Q_s(t)$$

$$\Rightarrow \frac{dH(t)}{dt} < 0$$

donc le niveau du réfrigérant baisse. Pour atteindre l'équilibre il faut que :

$$\frac{dV(t)}{dt} = 0 \Rightarrow Q_e(t) - Q_s = Q_{constant}$$

lorsque cet équilibre est atteint alors  $H(t)=H$

D'après la transformée de Laplace l'équation (6.4) devient :

$$Q_e(s) - Q_s(s) = A.s.H(s)$$

Donc la fonction de transfert du système est :

$$H(s) = \frac{1}{s} \left( \frac{Q_e(s)}{A} - \frac{Q_s(s)}{A} \right) \quad (6.5)$$

Avec

$$Q_s(s) = K.\sqrt{H(s)}$$

D'après la fonction de transfert obtenue nous pouvons construire le schéma par block lié à la cuve et la pompe d'injection en utilisant le logiciel MATLAB-Simulink comme représenté à la figure 6.5 :

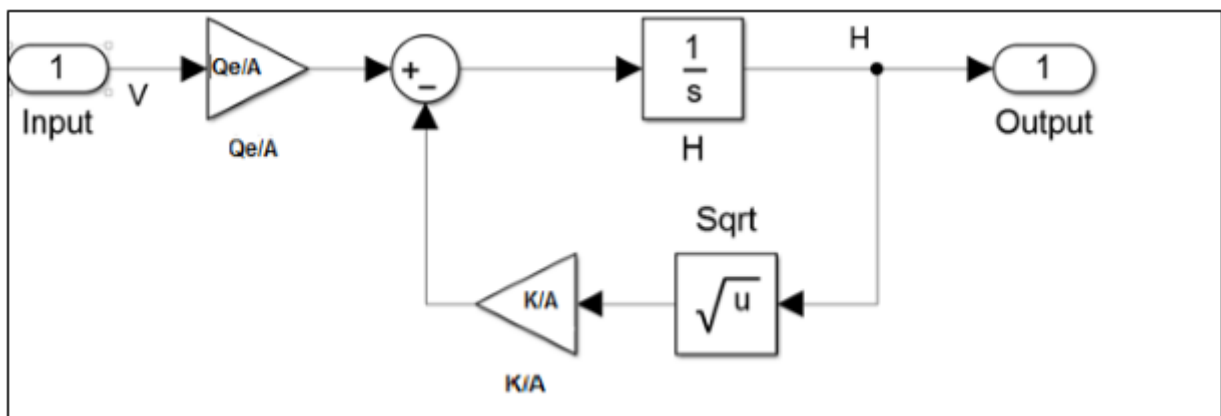


FIGURE 6.5 – Schéma par block de fonction de transfert de la cuve de réacteur

Les paramètres sont donnés dans le tableau 6.4.



TABLE 6.4 – Paramètres liés à la cuve du réacteur

Paramètre	Valeur
Qe	220 m <sup>3</sup> .h <sup>-1</sup>
Hauteur minimale de remplissage de refroidissement H	5,4 m
Diamètre de la cuve	3 m
Surface minimale du remplissage S	50,9 m <sup>2</sup>
K (est donné par les études thermo-hydrauliques en cas d'une LOCA)	0,01

### 6.3.2 Simulation des capteurs de niveau

Dans la cuve, nous allons placer trois capteurs de niveau avec une architecture de 2oo3 à une hauteur de 5,4 m, le but étant de vérifier si le niveau du réfrigérant est au-dessus de cette valeur ou pas.

Vu que le refroidissement naturel du cœur par le biais du clapet de convection naturelle nécessite une hauteur minimale de 5,40 m, le placement de trois (03) capteurs est une exigence dans le domaine nucléaire pour que les capteurs assurent un bon équilibre entre la sûreté et la disponibilité.

Nous avons schématisé l'ensemble des capteurs par Simulink comme indiqué dans la figure 6.6. Il est nécessaire qu'au moins deux capteurs sur les trois mesurent le niveau du réfrigérant dans la cuve pour que le signal soit envoyé à l'unité logique, donc nous avons 3 possibilités : capteur 1 et capteur 2, capteur 1 et capteur 3 ou capteur 2 et capteur 3.

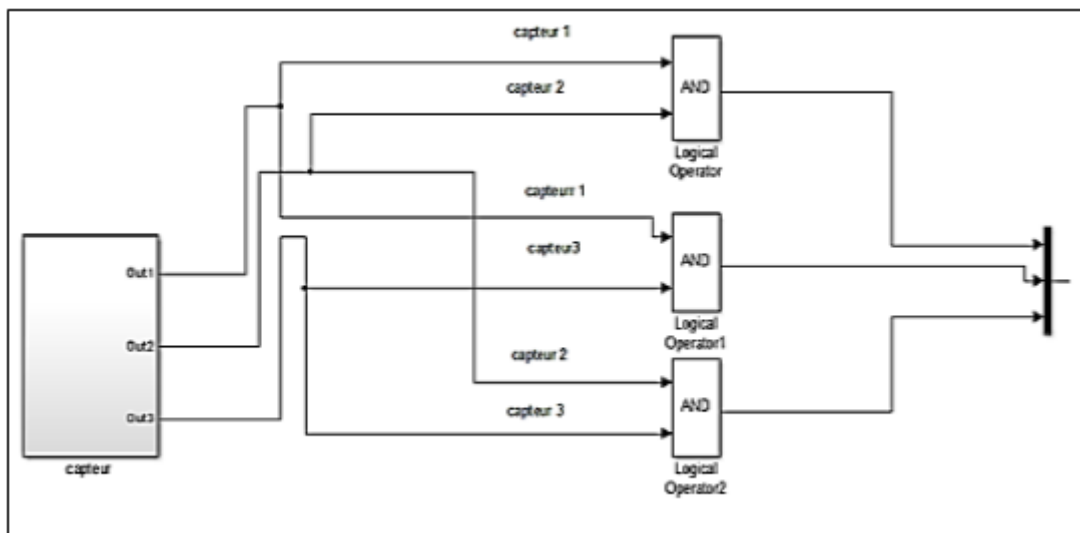


FIGURE 6.6 – Simulations des capteurs de niveau

### 6.3.3 Simulations de l'unité logique

Pour l'unité logique nous avons choisi un régulateur PID (Proportionnel, Intégrateur et Dérivateur) comme un correcteur qui délivre un signal de commande à partir de la différence entre la consigne et la mesure. La fonction de transfert du régulateur est :

$$C(s) = P + \frac{I}{S} + DS$$

- **La composante proportionnelle P** : L'action proportionnelle applique une correction instantanée pour tout écart entre la mesure et la consigne (Bande proportionnelle). Plus la perturbation est grande, plus la correction apportée est grande.
- **La composante intégrale I** : Cette composante apporte une notion de temps d'intégration à la correction, cette notion de temps s'exprime généralement en seconde. Cette action est complémentaire à l'action proportionnelle, elle permet de stabiliser dans le temps l'action proportionnelle.
- **La composante dérivée D** : Cette action permet d'anticiper la réponse de la régulation en cas de perturbation rapide ou de modification de consigne ce qui améliore la stabilité du système.

Nous pouvons donc dire que cette composante permet de compenser tout dépassement excessif de la consigne. Le réglage de notre PID consiste à déterminer les coefficients P, I, D, afin d'obtenir une réponse rapide et précise de la régulation.

Dans notre cas nous avons choisi les valeurs de ces paramètres comme suit : **P= 1**, **I =1** , **D=100**, de telle façon que le niveau du réfrigérant réglé permet de retourner dans un temps raisonnable (t=30 s) à sa valeur de consigne 5,4 m.

L'unité logique peut être simulée par le logiciel MATLAB comme l'indique la figure 6.7.

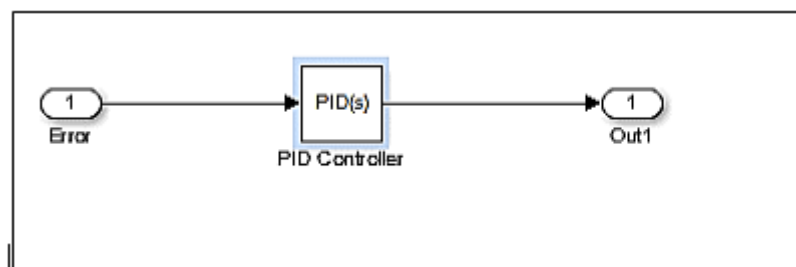


FIGURE 6.7 – Simulation de l'unité logique

Le niveau du réfrigérant est mesuré en permanence par le biais des capteurs de niveau ces informations sont transmises au régulateur PID celui-ci compare cette valeur mesurée à la valeur fixée (5,4 m) puis suivant son algorithme le régulateur va transmettre ses ordres à l'électrovanne afin de corriger les perturbations.

### 6.3.4 Simulation de l'électrovanne

L'électrovanne est représentée par un switch comme l'indique la figure 6.8.

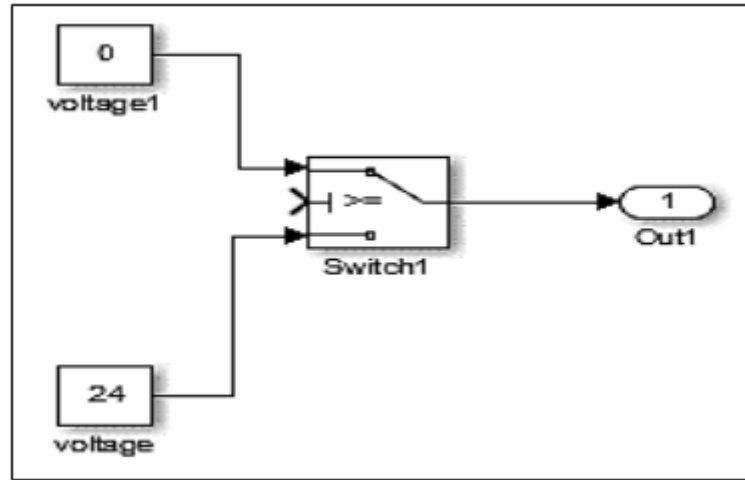


FIGURE 6.8 – Simulation de l'électrovanne

Si la différence entre la valeur du niveau du réfrigérant désirée (5.4 m) et la valeur de niveau mesurée est égale à 0, l'unité logique envoie un signal 0 à l'électrovanne et donc elle reste à l'état fermé. Si la différence entre la valeur désirée et la valeur de niveau mesuré est supérieure au 0 l'unité logique envoie un signal de 24 V à l'électrovanne pour que cette dernière s'ouvre et la pompe injecte l'eau déminéralisée dans la cuve.

L'ensemble des composantes précédentes pourraient être simulé et représenté par le schéma bloc de la figure 6.9.

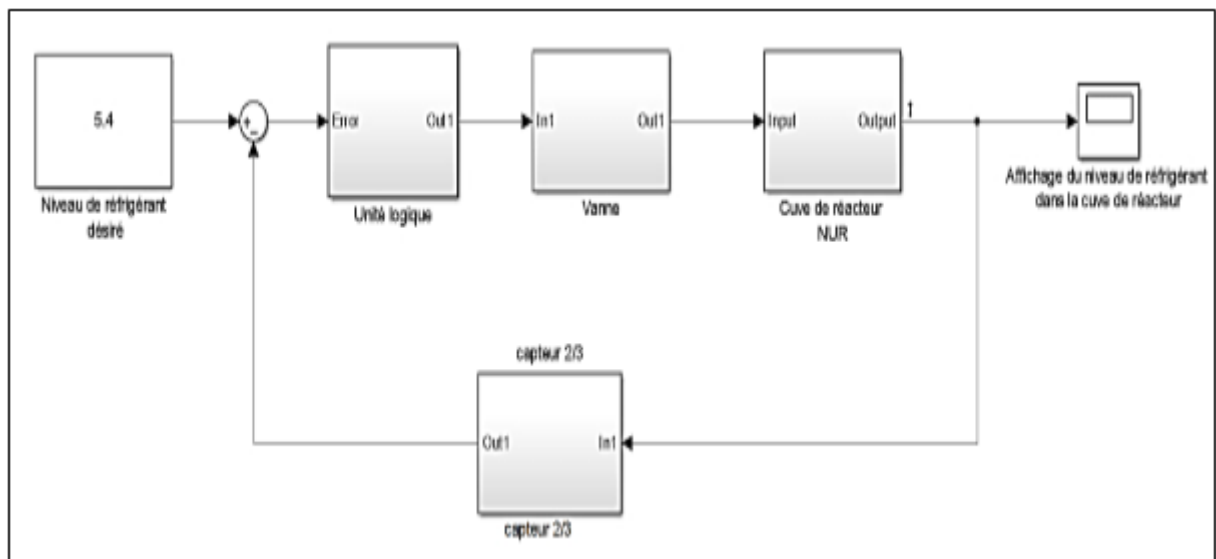


FIGURE 6.9 – Simulation par le logiciel MATLAB du système instrumenté proposé

Le résultat de la simulation de l'ensemble est donné par le graphe représenté à la

figure 6.10.

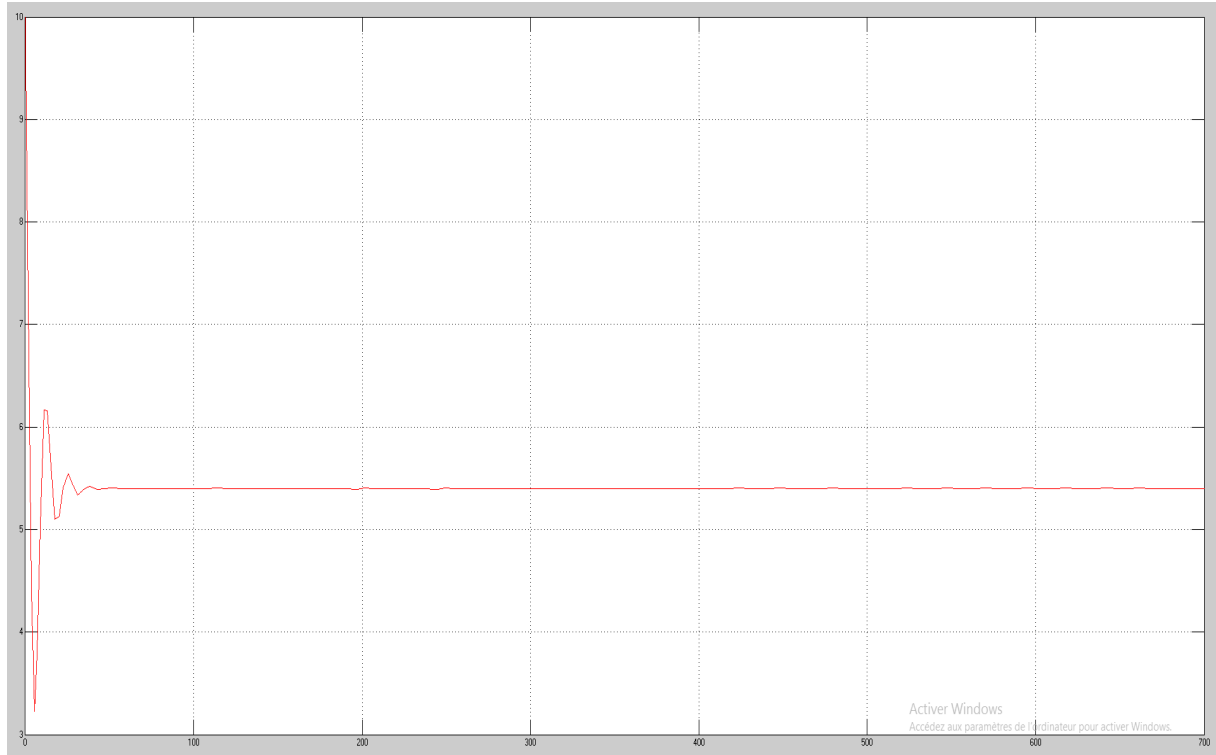


FIGURE 6.10 – Résultat de la simulation du SIS proposé

À l'instant  $t_0$  le niveau du réfrigérant est inférieur à 5,4 m. Après 30 seconde d'injection du réfrigérant dans la cuve qui est commandée par le système proposé, le niveau se stabilise à 5,4 m qui est la valeur désirée.

## 6.4 ÉTUDE DE FIABILITE Du SIS

Le système d'injection de secours est un système faiblement sollicité (moins d'une fois / an), d'où le besoin d'évaluer la PFD et non pas la PFH (probabilité de défaillance par heure).

La probabilité moyenne de défaillance sur demande du système instrumenté de sécurité est déterminée par le calcul et la combinaison de La probabilité moyenne de défaillance sur demande pour tous les sous-systèmes assurant ensemble la fonction de sécurité les capteurs de niveau, l'unité logique (régulateur PID) et l'électrovanne.

$$PFD_{avg} = PFD_{avg}(C) + PFD_{avg}(U) + PFD_{avg}(A)$$

Où :

$PFD_{avg}$  est la probabilité moyenne de défaillance sur demande du système instrumenté de sécurité.

A, U, D sont respectivement l'actionneur, l'unité logique et le détecteur .

Les valeurs des données de fiabilité de notre SIS ont été extraites de la référence NUREG/CR-6928 (tableau 6.5).

TABLE 6.5 – **Données de fiabilité de SIS proposé**

Composant	Mode de défaillance	Taux de défaillance ( $h^{-1}$ )	Temps entre essais (h)	MTTR (h)
Capteur de niveau	Défaillance de capteur	$5, 5 \cdot 10^{-5} h^{-1}$	$120$	2
Régulateur PID	Défaut de régulateur	$1, 9 \cdot 10^{-6}$	120	24
Electrovanne	Non ouverture sur demande	$2, 7 \cdot 10^{-6}$	120	48

Le pourcentage de défaillances des causes communes non détectées  $\beta$  est donnée selon l'architecture des redondances majoritaires (tableau 6.6).

TABLE 6.6 – **Pourcentage de défaillances des causes communes non détectées.**

Architecture	1oo1	1oo3	1oo2	2oo3
$\beta$	-	2%	10%	20%

La détermination du taux de couverture des diagnostique (DC) résulte dans la plupart des cas d'un travail d'expertise, pouvant être guidé par l'expérience ou par estimation. Dans le domaine nucléaire les valeurs des taux de couverture de diagnostique utilisées sont données dans le tableau 6.7 :

TABLE 6.7 – **Taux de couverture des diagnostique de notre SIS.**

Composante	Capteur de niveau	Unité Logique	Electrovanne
DC	90%	99%	66%

Nous avons utilisé les formules, du tableau 5-3 proposées par la norme CEI 61508-6 pour calculer la probabilité de défaillance sur demande de chaque composante.

TABLE 6.8 – **Caractéristiques des capteurs**

Paramètre	TI	MTTR	$\lambda$	$\beta$	$\beta_D$	DC
Valeur	120	2	$5,5 \cdot 10^{-05}$	0,2	0,1	0,9
	$\lambda_D$	$\lambda_{DD}$	$\lambda_{DU}$	$t_{CE}$	$t_{GE}$	
	$2,75 \cdot 10^{-05}$	$2,48 \cdot 10^{-05}$	$2,75 \cdot 10^{-06}$	8,00	6,00	

**calculé  $PFD_{avg}$  pour les capteurs** Trois capteurs de niveau avec une architecture 2003. Pour le calcul de  $PFD_{avg}$ , nous aurons besoin des valeurs du tableau 6.8.

Par l'application de la formule de l'architecture 2003 proposée par la norme CEI 61508-6 :

$$PFD_{avg}(C) = 2,21 \cdot 10^{-05}$$

**calculé  $PFD_{avg}$  pour l'unité logique** Une seule unité logique avec une architecture 1001 :

TABLE 6.9 – **Caractéristiques de l'unité logique**

Paramètre	TI	MTTR	$\lambda$	$\lambda_D$	$\lambda_{DD}$	$\lambda_{DU}$	DC
Valeur	120	24	$5,5 \cdot 10^{-05}$	$2,75 \cdot 10^{-05}$	$2,72 \cdot 10^{-05}$	$2,75 \cdot 10^{-07}$	0,99

Par l'application de la formule de l'architecture 1001 proposée par la norme CEI 61508-6 :

$$PFD_{avg}(U) = 6,76 \cdot 10^{-04}$$

**calculé  $PFD_{avg}$  de l'électrovanne** Une seule électrovanne avec une architecture 1001 :

TABLE 6.10 – **Caractéristiques de l'électrovanne**

Paramètre	TI	MTTR	$\lambda$	$\lambda_D$	$\lambda_{DD}$	$\lambda_{DU}$	DC
Valeur	120	48	$2,70 \cdot 10^{-06}$	$1,35 \cdot 10^{-06}$	$8,10 \cdot 10^{-07}$	$2,70 \cdot 10^{-07}$	0,60

Par l'application de la formule de l'architecture 1001 proposée par la norme CEI 61508-6 :

$$PFD_{avg}(A) = 6,80 \cdot 10^{-05}$$

**Calcul de  $PF D_{avg}$  du SIS proposé :**

$$PF D_{avg}(SIS) = PF D_{avg}(C) + PF D_{avg}(U) + PF D_{avg}(A)$$

$$PF D_{avg}(SIS) = 7,66.10^{-04}$$

Sachant que :

$$Fiabilit = 1 - PF D_{avg}$$

la fiabilité de SIS proposé est :

$$Fiabilit = 1 - 7,66.10^{-04}$$

$$Fiabilit = 1 - 7,66.10^{-04}$$

$$Fiabilit = 0.999234 = 99.92\%$$

donc la fiabilité de SIS proposée est importante.

**Niveau d'intégrité de sécurité SIL :** D'après le tableau 6.1 concernant la définition des niveaux SIL pour un mode de fonctionnement à faible sollicitation, le SIL correspondant à une  $PF D_{avg}(SIS) = 7,66.10^{-04}$  est le **SIL 3** :

$$10^{-04} < 7,66.10^{-04} < 10^{-03}$$

Les résultats de l'étude de fiabilité sont résumés dans le tableau 6.11.

TABLE 6.11 – Résumé des résultats de l'étude technique du SIS

Sous système	$PF D_{avg}$
Les capteurs	$2,21.10^{-05}$
L'unité logique	$6,76.10^{-04}$
L'électrovanne	$6,80.10^{-05}$
Le système instrumenté ( <b>SIS</b> )	$7,66.10^{-04}$
Le niveau d'intégrité ( <b>SIL</b> )	<b>SIL 3</b>

Dans ce chapitre nous avons proposé de lier l'installation de déminéralisation et le réservoir de stockage de l'eau, qu'ont déjà existants dans le site, à la cuve du réacteur au moyen d'un SIS qui permet d'assurer le refroidissement de cœur en cas d'une perte de réfrigérant ou une défaillance de l'un des systèmes de refroidissement existants. Puis nous avons testé leur fonctionnement par simulation avec le logiciel MATLAB

D'après l'étude de fiabilité nous avons constaté que le SIS proposée à une probabilité de défaillance de  $7,66.10^{-04}$  avec un **SIL de 3**. Nous pouvons conclure que le SIS est fiable à (99.92 %).

# CONCLUSION GÉNÉRALE

L'industrie nucléaire, même à petite échelle, présente une particularité dans le domaine des industries en terme de sûreté. C'est dans cette optique que nous nous sommes proposés de réaliser une étude probabiliste de sûreté, au niveau du Centre de Recherches Nucléaires de Draria. Afin de d'atteindre les objectifs de cette étude, nous avons suivi un enchaînement logique allant de la démarche des EPS1 jusqu'à la proposition de recommandations.

L'implémentation d'une étude probabiliste de sûreté de niveau 1 sur un réacteur modèle de 3 MW, ayant la même conception de base que le réacteur NUR du Centre de Recherche Nucléaire de Draria (CRND), nous a permis de déterminer les probabilités d'occurrence des événements initiateurs sélectionnés à savoir :

- Perte de réfrigérant (LOCA) ;
- Perte du débit (LOFA) ;
- Perte de la source froide (LOHS).

Les Probabilités d'occurrence calculées sont égales à  $2, 2.10^{-02}$  pour le LOCA,  $7, 25.10^{-02}$  pour le LOFA, et  $7, 39.10^{-02}$  pour le LOHS. Nous remarquons que ces valeurs de l'ordre de  $10^{-02}$ , sont relativement élevées. Nous avons ensuite effectué l'analyse fiabiliste des systèmes de sûreté, qui nous a conduits à conclure que ces fonctions sont aux normes avec des probabilités de défaillance inférieures à  $10^{-03}$ .

Nous avons ensuite établi les séquences accidentelles que génère l'occurrence d'un événement initiateur, et avons calculé les fréquences d'occurrence des différentes conséquences possibles. Les fréquences trouvées sont inférieures à  $10^{-05}$ , nous pouvons donc conclure que ces conséquences sont acceptables.

Après avoir élaboré une étude probabiliste de sûreté du niveau 1, nous avons procédé à la mise en place d'une EPS de niveau 2 qui consiste en la modélisation des effets d'une dispersion de rejets radioactifs afin de prédire l'ampleur d'un accident similaire s'il a lieu. Le scénario choisi pour cela est le cas d'une fusion du cœur suivi d'un échec des fonctions de confinement.

La simulation de la dispersion atmosphérique a été réalisée dans un contexte d'ap-



proche par conséquences, bien que la probabilité d'avènement de ce scénario soit de  $2,09.10^{-10}$ , une valeur suffisamment inférieure aux valeurs tolérables ( $10^{-05}$ ). Les doses maximales reçues par le public est  $3.10^{-04}Gy.m^{-3}.s^{-1}$ .

Le positionnement du scénario traité sur une courbe donnant la fréquence d'occurrence en fonction des doses reçues par le public nous a permis d'établir le lien entre l'EPS 1 et l'EPS 2, et de conclure que le scénario choisi est acceptable.

Bien que la situation de l'installation modèle étudiée est été jugée acceptable, nous avons proposé un système instrumenté de sûreté pouvant s'actionner en cas d'une perte de réfrigérant dans le réacteur, pour donner le temps nécessaire à l'intervention humaine et préserver, au maximum, un niveau d'eau suffisant dans la cuve pour assurer le refroidissement du cœur.

Les résultats de cette étude nous ont permis de conclure que :

- L'installation modèle constituée d'un réacteur de puissance de 3 MW et ayant la conception de base du réacteur NUR d'une puissance nominale de 1 MW est sûre.
- Les scénarios d'accidents pouvant avoir lieu sur le site sont acceptables par rapport au critère d'acceptabilité.
- Il est à noter que l'efficacité des mesures de réduction retenues en phase d'analyse de ces résultats est conditionnée par le suivi rigoureux de leurs mises en œuvre. De plus, la compétence des travailleurs et des opérateurs du site s'avère un facteur principal dans une gestion globale du site en terme de sûreté.

Enfin, pour une perspective d'amélioration du travail effectué, il sera important d'analyser le facteur humain ainsi que les défaillances de cause commune dans des travaux ultérieurs.

# RÉFÉRENCES BIBLIOGRAPHIQUES

- [1] INVAP, Rapport de Sûreté du Réacteur NUR, Alger Draria, 1989.
- [2] R. M. Boufenar, Cours système du réacteur NUR, Centre de Recherche Nucléaire, Draria, Alger, 2016.
- [3] The Risks of Nuclear Energy Technology, Springer, Allemagne, 2014.
- [4] L'énergie nucléaire d'aujourd'hui, Agence pour l'Énergie Nucléaire (AEN), France, 2003.
- [5] J. IBMANN, Eléments de sûreté nucléaire, Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), France, 1996.
- [6] D. HOURTOLOU, «Analyse des risques et prévention des accidents majeurs (DRA-007)», INERIS, 2012.
- [7] Etat de l'art sur les études probabilistes de sûreté (EPS), Commissariat à l'énergie atomique (CEA), France, 2008.
- [8] J. BRISBOIS, Les études probabilistes de sûreté nucléaires françaises de 900 et 1300 MW, Nuclear safety : the way ahead, Bruxelles, 1991.
- [9] La règle fondamentale de sûreté (RFS) n° 2002-01, relative à l'utilisation des études probabilistes, Direction générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection, Paris, 2002.
- [10] G. GOUBARD., la défense en profondeur un concept à généraliser, Ecole Nationale Supérieure des mines, Saint-Etienne France, 2003.
- [11] NF EN 50191 Installation et exploitation des équipements électriques d'essais, France, 2011.
- [12] NF X60-500 Terminologie relative à la fiabilité - Maintenabilité - Disponibilité, 1988.
- [13] R. M. , System Reliability Theory, Models, Statistical Methods, and applications, Second Edition, New Jersey, Editions Wiley, 2004.
- [14] Theory Manual RiskSpectrum Professional, RELCON AB, 2001.

- [15] M. YVES, AMDE (C), Techniques de l'ingénieur Méthodes d'analyse des risques. Techniques de l'ingénieur méthodes d'Analyse des risques, 2002.
- [16] O.SALVI, Outils d'analyses des risques générés par une installation industrielle.Rapport Ω7, INERIS DRA, 2003.
- [17] M.YVES, «Arbres de défaillance, des causes et d'événement,» Techniques de l'ingénieur Méthodes d'analyses des risques, 2002.
- [18] G. BARBIROLI, A new method to evaluate the specific and global advantage of a technology, Technovation, 1990, pp. 73-93.
- [19] D. SUPERIEURE, Elaboration de propriétés formelles de contrôleurs logiques à partir d'analyse prévisionnelle par Arbre des Défaillances,Ecole Normale Supérieure de CACHAN , France, 2008.
- [20] N. ALILECHE, Analysis of domino effect in the process industry using the event tree method., Safety Science, 2013.
- [21] J. COUILLET, Dispersion atmosphérique (mécanismes et outils de calcul) Ω 12, INERIS , France, 2002.
- [22] J. COUILLET, Dispersion atmosphérique (Mécanismes et outils de calcul),INERIS, France, 2002.
- [23] C. MUN, Etude du comportement du produit de fission ruthénium dans l'enceinte de confinement d'un réacteur nucléaire, en cas d'accident grave., ORSAY, France, 08 Mars 2007.
- [24] Fiche radionucléides CESIUM 137 + BARYUM 137m (Aspects sanitaires),IPSN, France, 2001.
- [25] Manuel de radioprotection, Université de Bruxelles , Belgique , 2009.
- [26] F. VENDEL, Modélisation de la dispersion atmosphérique en présence d'obstacles complexes, Lyon, France, 17 Juin 2011.
- [27] CIE. 61511-1, safety instrumented systems for the process industry sector, in Part 1 : Framework, definitions, system, hardware and software requirements.Functional safety, Switzerland., IEC Geneva, 2003, p. 186.
- [28] N.AYALT, Evaluation des barrières techniques de sécurité, Ω 10, 2005.
- [29] CIE. 61508, Functional safety of electrical/electronic/programmable electronic safety-related systems in Partie 7 : Présentation de techniques et mesures,» 2000, pp. 1-238.
- [30] DNV, Etude de Dangers Module 1 SONATRACH Activité Amont Division Production, 2010, pp. 1-215.

[31] CIE.61508, Functional safety of electrical/electronic/programmable electronic safety-related systems in Part 4 : Definitions and abbreviations,» 2010, pp. 1-50.

# ANNEXES

Annexe 1: Décomposition fonctionnelle de l'installation

Système			Sous-système				
ID	Nom	Fonction			ID	Composant	Fonction
S1	Système de refroidissement	Refroidissement du cœur Blindage naturel Modérateur	Circuit primaire	fonctionnement normal	S11	Pompe 1	Assure la continuité de circulation de l'eau dans le circuit
					S12	tuyauterie	La liaison entre les différentes composantes de circuit primaire, et la circulation de l'eau
					S13	échangeur de chaleur	Permet le refroidissement continu de l'eau du circuit primaire
					S14	Vannes	Isoler les composants de circuit
					S15	Réservoir de décroissance	Permet la décroissance de N16, avant d'arriver à la salle des pompes
			Circuit secondaire	fonctionnement normal	S11	Pompe 2	Assure la continuité de circulation de l'eau dans le circuit
					S12	tuyauterie	La liaison entre les différentes composantes de circuit primaire, et la circulation de l'eau
					S13	échangeur de chaleur	Permet l'extraction de la chaleur de circuit primaire
					S14	Vannes	assure le commandement de circuit
					S16	Tour de refroidissement (*2)	Refroidissement de l'eau du circuit secondaire
S2	Système de ventilation	Renouvellement <b>Confinement</b> Conditionnement Traitement	système d'injection	fonctionnement normal	FP	pré filtre	élimine les impuretés existantes dans l'air
					FF	filtre fin	Assure la purification totale de l'air
					VI	Ventilateur d'injection	aspire l'air vers l'intérieur de l'enceinte
					FV120	vanne hermétique	Assure la coupure et la régulation de débit de l'air

				<b>FV130</b>	persienne à commande pneumatique	assure la régulation de débit d'air entrant dans l'enceinte
			urgence	<b>FV100</b>	Bypass avec une persienne pneumatique	le bypass fonctionne en cas d'urgence
		système d'extraction	fonctionnement normal	FP	pré filtre	élimination des impuretés
				FA	filtre absolu	purification de l'air
				<b>FZ680</b>	Persienne motorisée	régulation de débit
				<b>FV730</b>	vanne hermétique	coupure et régulation de débit sortant de l'enceinte
				<b>VE</b>	Ventilateur s (1 et 2)	rejet de l'air vers l'extérieur
			urgence	<b>CE030</b>	Résistance	chauffage de l'air avant la filtration
				<b>FV700</b>	persienne à commande pneumatique	régulation de débit
				<b>FC</b>	Filtre à charbon actif	élimination des impuretés
				<b>FA</b>	filtre absolu	purification de l'air
			système de recirculation	fonctionnement normal	<b>SF</b>	Système de réfrigération d'air
		<b>SC</b>			système de chauffage	régulation de température
		<b>FZ320</b>			Persienne motorisée	régulation de débit d'air

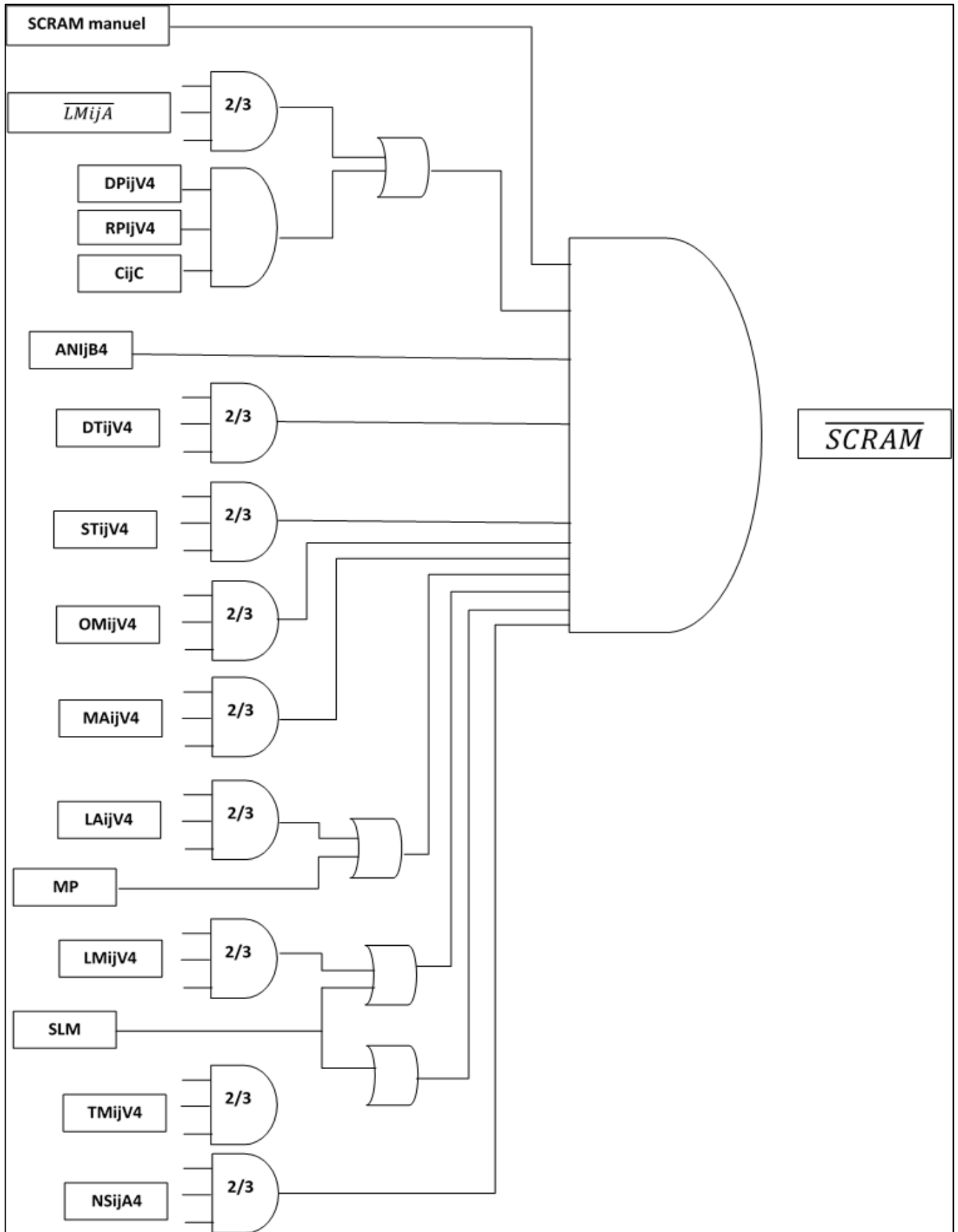
					<b>FV310</b>	persienne à commande pneumatique	régulation de débit d'air
					<b>VR</b>	ventilateurs (1 et 2)	recirculation d'air dans le hall
			<b>urgence</b>		<b>FV211</b>	vanne hermétique	coupure et régulation de débit d'air
					<b>FV320</b>	Persienne motorisée	régulation de débit d'air
					<b>CE 020</b>	Résistance	chauffage de l'air avant la filtration
					<b>FP</b>	pré filtre (*2)	élimination des impuretés
					<b>FC</b>	Filtre à charbon actif	
					<b>FA</b>	filtre absolu	purification de l'air
					<b>VR</b>	ventilateurs (1 et 2)	recirculation d'air dans le hall



## Annexe 1: Liste des abréviations des conditions de la logique SCRAM

Condition	Description
DPIjV4	différence de pression du cœur canal i, chaîne de SCRAM j, est dans les limites de niveau de sécurité 4
RPIjV4	débit de circuit de refroidissement primaire de chaîne SCRAM i, chaîne SCRAM j, est dans les limites de sécurité 4
CijC	Clapet fermé
ANijB4	niveau d'eau du réservoir du réacteur de chaîne de SCRAM i, chaîne de SCRAM j, est sous le niveau de sécurité B
DTijV4	différence de température du cœur de canal i, chaîne de SCRAM j, est dans les limites de niveau de sécurité 4
OMijV4	flux linéaire de marche de la chaîne i, chaîne de SCRAM j, est dans les limites de niveau de sécurité 4
MAijV4	Moniteur de l'air chaîne i, chaîne de SCRAM j, est dans les limites de sécurité de niveau 4
LAijV4	flux logarithmique de chaîne de démarrage, de chaîne de SCRAM j, est dans les limites de niveau de sécurité 4
SLM	sécurité pour flux logarithmique de marche 2 des trois chaînes, sont en fonctionnement
MP	marche permise
LMijV4	flux logarithmique de chaîne de marche i, de chaîne de SCRAM j, est dans les limites de niveau de sécurité 4
TMijV4	période de la chaîne de marche i, chaîne de SCRAM j, est dans les limites de niveau de sécurité 4
NSijA4	le niveau d'intensité sismique i, chaîne de SCRAM j, se trouve au-dessus de niveau supérieur de sécurité 4
STijV4	température de sortie du cœur chaîne i, chaîne de SCRAM j, est dans les limites de niveau de sécurité 4
LMiA1	flux logarithmique de marche chaîne i, au-dessous du niveau de sécurité 1, inhibe SCRAM en condition de démarrage de: débit de refroidissement du cœur, clapet ouvert et différence de pression du cœur

Annexe 2: La logique de l'arrêt du réacteur SCRAM



Annexe 2: Analyse des modes de défaillances AMDE

Système	Composant	Fonction	Mode de défaillance	Causes	Effets
Système de confinement (système d'extraction) SCMV	le bâtiment de réacteur	empêche la sortie de matière radioactive du réacteur vers l'environnement	perte d'intégrité	événement externe du type séismique	Endommagement du bâtiment et relâchement de matière radioactive
	les ventilateurs	Assurer la circulation et le renouvellement de l'air de l'enceinte	ne démarre pas	coupure électrique	l'air de l'enceinte n'est pas régénéré
	les filtres	empêche que les limites de décharge d'effluents gazeux au milieu ambiant soient dépassées	Colmatage	Epuisement de la durée de vie présence intense des impuretés	Echappement de matière radioactive dans l'environnement
	Vanne d'extraction FV600	Assure la fermeture et l'ouverture de système d'extraction	Ne s'ouvre pas	corrosion de la vanne	l'air de l'enceinte n'est pas régénéré
	les vannes d'extraction du by-pass (Vanne FV730)	assurent la fermeture hermétique du conduit de circulation pour empêcher la sortie d'air contaminé radio activement par le cheminé	ne se ferme pas	corrosion de la vanne	le mode d'urgence ne se déclenche pas

	La vanne d'extraction (FV-0558) du filtre	assure la circulation de l'air à travers le banc de filtres en mode de fonctionnement d'urgence	n's'ouvre pas	corrosion de la vanne	le mode d'urgence ne se déclenche pas
	les canaux de détection	la détection des aérosols, de l'iode et des gaz noble présentant dans l'air qui est extraire par le cheminée	Indication erronée	défaillance intrinsèque	le mode d'urgence ne se déclenche pas
<b>Système d'arrêt d'urgence (RPS)</b>	mécanisme des barres	Permet le commandement des barres de contrôle et de sécurité	ne marche pas	coupure électrique problème mécanique	l'arrêt d'urgence du réacteur ne se fait pas
	logique de SCRAM	Donner l'ordre pour l'arrêt du réacteur	Sortie erronée	configuration inappropriée	l'arrêt d'urgence du réacteur ne se fait pas
	les barres de contrôle	rendre la réaction nucléaire sous-critique par un absorbant neutronique et de maintenir cet état pendant le temps nécessaire	ne marche pas	vieillessement	l'arrêt d'urgence du réacteur ne se fait pas

<b>Système de refroidissement par convection naturelle RUC</b>	Clapet de convection naturelle	Transfert au réfrigèrent par convection naturelle la chaleur résiduelle provenant du cœur l'arrêt de la pompe	défaillance intrinsèque	corrosion du clapet	le refroidissement à long terme ne se fait pas
<b>Système de refroidissement à court terme STC</b>	Volant inertie	confère une inertie en rotation pour l'arbre de la pompe	défaillance intrinsèque	Erosion Coupure électrique	le refroidissement à court terme n'est pas assuré
	Pompe	assure la circulation de caloporteur dans le circuit primaire	ne démarre pas	coupure électrique	le refroidissement à court terme n'est pas assuré
défaillance mécanique			Agression externe vieillessement	le refroidissement à court terme n'est pas assuré	
<b>Système des brise siphons RV</b>	brises siphons	assurer un niveau minimal de l'eau dans la piscine en cas de perte	Obstruction	présence des Impuretés solides dans l'eau	diminution de niveau de l'eau dans la piscine

Annexe 3: Codification des événements de base

<b>EB ID</b>	<b>Description</b>	<b>Modèle</b>
<b>BLACKOUT_SCRAM_30</b>	Perte de l'énergie électrique après SCRAM (30 secondes temps de mission)	Probabilité
<b>BRIS-SIPHON-SB1</b>	Echec du Brise Siphon # 1 à égaliser la pression	Probabilité
<b>BRIS-SIPHON-SB2</b>	Echec du Brise Siphon # 2 à égaliser la pression	Probabilité
<b>CN1CL001INST</b>	Défaillance du canal de détection d'ouverture du clapet de convection naturelle	Temps entre essais
<b>CN1CL001RO</b>	Echec d'ouverture du clapet de convection naturelle	Probabilité
<b>CPIAP001CI</b>	Cisaillement de l'arbre de la pompe secondaire	Temps de mission
<b>CPICA001RP</b>	Rupture de la canalisation d'eau de refroidissements du circuit primaire	Probabilité
<b>CPIEC001OB</b>	Obstruction de l'échangeur de chaleur	Temps de mission
<b>CPIEC001RP</b>	Rupture de l'échangeur de chaleur	Temps de mission
<b>CPIFV001RP</b>	Rupture des vannes manuelles du circuit primaire	Temps de mission
<b>CPIMP001ME</b>	Défaillance du moteur de la pompe primaire	Temps de mission
<b>CPIPO001DI</b>	Défaillance mécanique de la pompe primaire	Temps de mission
<b>CPIPO001RP</b>	Rupture de la pompe primaire du circuit de refroidissement	Temps de mission
<b>CPIRD001RP</b>	Rupture du réservoir de désactivation	Temps de mission
<b>CP1RM001CO</b>	Défaillance de l'armoire d'alimentation électrique de la pompe primaire	Temps de mission
<b>CS1AE001CO</b>	Défaillance de l'armoire d'alimentation électrique de la pompe secondaire	Temps de mission
<b>CS1AP001CI</b>	Cisaillement de l'arbre de la pompe secondaire	Temps de mission
<b>CS1CA001RP</b>	Rupture des conduites du circuit secondaire	Temps de mission
<b>CS1EC001OB</b>	Obstruction de l'échangeur de chaleur du côté circuit secondaire	Temps de mission
<b>CS1FV001RP</b>	Ruptures des vannes du circuit secondaire	Temps de mission

<b>CSIMP001ME</b>	Défaillance du moteur de la pompe secondaire	Temps de mission
<b>CSIPO001DI</b>	Défaillance mécanique de la pompe secondaire	Temps de mission
<b>CSIPO001RP</b>	Rupture de la pompe secondaire	Temps de mission
<b>CS1TR001ME</b>	Défaillance du ventilateur de la tour de refroidissement # 1	Temps de mission
<b>CS1TR002ME</b>	Défaillance du ventilateur de la tour de refroidissement # 2	Temps de mission
<b>FV-FV_CCF</b>	Flap Valves CCF événement	Probabilité
<b>IE-LOFA-PUMP_1</b>	Loss of Flow Accident - Pump #1	Temps de mission
<b>RU1CE001RF</b>	Défaillance de l'armoire d'alimentation électrique de la P1 après SCRAM	Temps de mission
<b>RU1MP001DS</b>	Défaillance du moteur de la pompe primaire après SCRAM	Temps de mission
<b>RU1PO001DI</b>	Défaillance mécanique de la pompe primaire après SCRAM	Temps de mission
<b>RU1VM001ME</b>	Défaillance du volant d'inertie	Probabilité
<b>RU1VM001ME1</b>	Défaillance du volant d'inertie	Temps de mission
<b>SA1CD011AF</b>	Défaillance du canal de détection du niveau d'eau de la cuve	Temps entre essais
<b>SA1CTD001AF</b>	Défaillance du canal de température de sortie # 1	Temps entre essais
<b>SA1CTD002AF</b>	Défaillance du canal de température de sortie # 2	Temps entre essais
<b>SA1CTD003AF</b>	Défaillance du canal de température de sortie # 3	Temps entre essais
<b>SA1CTS001AF</b>	Défaillance du canal de température de sortie # 1	Temps entre essais
<b>SA1CTS002AF</b>	Défaillance du canal de température de sortie # 2	Temps entre essais
<b>SA1CTS003AF</b>	Défaillance du canal de température de sortie # 3	Temps entre essais
<b>SA1DEB01DF</b>	Défaillance du canal de détection du débit	Temps entre essais
<b>SA1IN001SE</b>	Défaillance de l'instrumentation du capteur de niveau	Probabilité
<b>SA1LD001SE</b>	Défaillance de la logique 2/3 liée à la température de sortie	Temps entre essais
<b>SA1LD002SE</b>	Défaillance de la logique 2/3 liée à la température de sortie	Temps entre essais

<b>SA1LTS001SE</b>	Défaillance de la logique 2/3 liée à la température de sortie	Temps entre essais
<b>SA1LTS002SE</b>	Défaillance de la logique 2/3 liée à la température de sortie	Temps entre essais
<b>SA1PRD01DF</b>	Défaillance du canal de détection de la pression différentielle du cœur	Temps entre essais
<b>SA1SL001SE</b>	Défaillance de la logique de SCRAM	Temps entre essais
<b>SA3MB001ME</b>	Défaillance du mécanisme de barre de contrôle # 1	Temps entre essais
<b>SA3MB002ME</b>	Défaillance du mécanisme de barre de contrôle # 2	Temps entre essais
<b>SA3MB003ME</b>	Défaillance du mécanisme de barre de contrôle # 3	Temps entre essais
<b>SA3MB004ME</b>	Défaillance du mécanisme de barre de contrôle # 4	Temps entre essais
<b>SV1CD001IE</b>	Défaillance du canal de détection de contamination par l'iode131	Temps entre essais
<b>SV1CD002IE</b>	Défaillance du canal de détection de contamination par les aérosols	Temps entre essais
<b>SV1CD003IE</b>	Défaillance du canal de détection de contamination par les gaz rares	Temps entre essais
<b>SV1FL001CO</b>	Obstruction des Filtres du système de Ventilation	Temps entre essais
<b>SV1FV600RF</b>	Fermeture de la vanne FV 600	Probabilité
<b>SV1FV700RO</b>	Echec d'ouverture de la vanne FV 700	Probabilité
<b>SV1FV730RF</b>	Echec de fermeture de la vanne FV 730	Probabilité
<b>SV1IN001SE</b>	Défaillance de l'instrumentation liée aux capteurs de contamination	Probabilité
<b>SV1VN001ME</b>	Défaillance du ventilateur d'extraction d'aire VE # 1	Temps de mission
<b>SV1VN002ME</b>	Défaillance du ventilateur d'extraction d'aire VE # 2	Temps de mission



## Annexe 6 : Script de la modélisation de dispersion atmosphérique

```
clc
Syms x y
disp('Calcul des écarts types de Modèle Gaussien')
disp('siy=0.068*x^0.908 \n siy=0.068*x^0.908')
siy=0.068*x^0.908;
siz=0.0335*x^0.822;
disp('Application du modèle de panache (Modèle Gaussien)')
disp('Evolution de la concentration au niveau horizontal de la source')
c = ((2*10^-5)/(2*pi*10*siy*siz))*exp(-(y^2)/(2*(siy)^2))*exp(-(16-16)^2/(2*(siz)^2));
ezsurf(c, [0, 6000, -140, 140])
title ('Evolution de la concentration de Cs137 dans l'espace dans le sens du vent (z=16m)
[kg/m^3]')
xlabel('Distance dans le sens du vent [m]')
ylabel('Distance Normale au vent [m]')
pause
disp('Evolution de la concentration au niveau horizontal du sol')
c1 = ((6.4*10^7)/(2*pi*10*siy*siz))*exp(-(y^2)/(2*(siy)^2))*exp(-(0-16)^2/(2*(siz)^2));
ezsurf(c1, [0, 6000, -140, 140])
title ('Evolution de l'activité de Cs137 dans l'espace dans le sens du vent (z=0m)[kg/m^3]')
xlabel('Distance dans le sens du vent [m]')
ylabel('Distance Normale au vent [m]')
pause
disp('Contours de la radioactivité dans l'air au niveau du sol ')
A = ((28.44)/(2*pi*10*siy*siz))*exp(-(y^2)/(2*(siy)^2))*exp(-(0-16)^2/(2*(siz)^2));
ezcontour(A, [0, 6000, -140, 140])
hold on
title ('Evolution de la dose de Cs137 reçepar la cible dans l'espace dans le sens du vent
(z=0m)[Gy/m^3]')
hold off
xlabel('Distance dans le sens du vent [m]')
ylabel('Distance Normale au vent [m]')
```