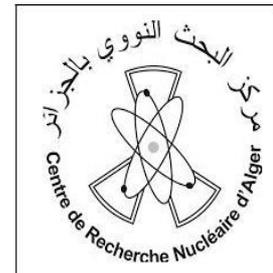


République Algérienne Démocratique et Populaire

Ministère de l'Enseignement Supérieur et de la Recherche Scientifique



École Nationale Polytechnique
Département de Maitrise des Risques
Industriels et Environnementaux (MRIE)
Filière QHSE-GRI



Centre de Recherche Nucléaire de Draria

Mémoire de Projet de Fin d'Etudes

Pour l'obtention du Diplôme d'Ingénieur d'Etat en

QHSE – GRI

Implémentation d'une étude probabiliste de sûreté d'un
réacteur nucléaire de recherche dans le cas d'un incendie
interne

Omar BAZIZ

Sous la direction de

Mr. A. BENMOKHTAR et Me. C. BOUTEKEDJIRET

Présenté et soutenu publiquement le 20/06/2018

Composition du jury :

Président	M. Abdelmalek CHERGUI	Professeur, ENP
Promoteurs	M. Amine BENMOKHTAR	Maitre-assistant, ENP
	Me. Chahrazed BOUTEKEDJIRET	Professeur, ENP
	M. Mouhamed BOUFENAR	Docteur, Chercheur, CRND
Examineur	M. Aboubaker KERTOUS	Maitre-assistant, ENP

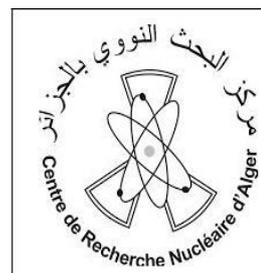
ENP 2018

République Algérienne Démocratique et Populaire

Ministère de l'Enseignement Supérieur et de la Recherche Scientifique



École Nationale Polytechnique
Département de Maitrise des Risques
Industriels et Environnementaux (MRIE)
Filière QHSE-GRI



Centre de Recherche Nucléaire de Draria

Mémoire de Projet de Fin d'Etudes

Pour l'obtention du Diplôme d'Ingénieur d'Etat en

QHSE – GRI

Implémentation d'une étude probabiliste de sûreté d'un
réacteur nucléaire de recherche dans le cas d'un incendie
interne

Omar BAZIZ

Sous la direction de

Mr. A. BENMOKHTAR et Me. C. BOUTEKEDJIRET

Présenté et soutenu publiquement le 20/06/2018

Composition du jury :

Président	M. Abdelmalek CHERGUI	Professeur, ENP
Promoteurs	M. Amine BENMOKHTAR	Maitre-assistant, ENP
	Me. Chahrazed BOUTEKEDJIRET	Professeur, ENP
	M. Mouhamed BOUFENAR	Docteur, Chercheur, CRND
Examineur	M. Aboubaker KERTOUS	Maitre-assistant, ENP

ENP 2018

Dédicaces

À ma mère et mon père

À mes frères et sœurs

À toute ma famille

À mes amis

Je dédie ce travail

OMAR BAZIZ

Remerciements

Il m'est agréable d'adresser mes sincères remerciements à tous ceux qui m'ont apporté de près ou de loin, aide et conseils lors de l'élaboration de ce mémoire. Je voudrais remercier en particulier :

Mes encadreurs académiques Monsieur BENMOKHTAR Amine et Madame BOUTEKEDJIRET Chahrazed qui se sont toujours montrés disponibles et à l'écoute tout au long du travail. Je vous remercie aussi pour vos conseils et votre patience. Veuillez trouver ici, l'expression de ma gratitude.

Mon encadreur au sein de Centre Nucléaire de Draria Monsieur BOUFENAR Mohamed, Docteur chercheur principal du Réacteur NUR pour ses conseils son aide et son support permanent, ainsi que tout le personnel du Centre de Recherche Nucléaire de Draria pour leurs aide et leurs accueil chaleureux.

Monsieur CHERGUI Abdelmalek Professeur à l'ENP qui a bien voulu présider le jury et Monsieur KERTOUS Aboubaker Maître-Assistant à l'ENP pour avoir bien voulu examiner ce travail. Vous me faites un grand honneur en acceptant de juger ce travail.

Les enseignants de la filière QHSE-GRI qui m'ont fourni les outils nécessaires à la réussite de mes études universitaires et mes camarades de classe QHSE-GRI promotion 2015 avec qui j'ai passé des moments agréables.

ملخص

في هذا العمل أجرينا تنفيذ دراسة السلامة الاحتمالية في حالة نشوب حريق داخلي على مفاعل الأبحاث النووية ، مع قدرة MW. 03 وقد بدأت الدراسة من خلال اختيار وقياس بدء الأحداث التي يمكن أن تبدأ بواسطة حريق وهي LOFA ، LOEP ، RIA ، التي تكون احتمالات حدوثها على التوالي $7,25.10^{-2}$ / عام، 2 انقطاعات؛ في العام، $8,42.10^{-2}$ / عام الخطوات التالية هي تقدير احتمالات فشل أنظمة الأمان التي أعطت احتمالات من ترتيب 10^{-3} واستمرت الدراسة من خلال بناء نتائج الحوادث على الضرر الأساسي ، كانت النتائج أقل من 10^{-3} تم تقسيم اختيار سيناريوهات الحريق إلى ثلاث مراحل، من خلال التأثير، بالتردد وتحليل مفصل نهائي لتقدير احتمالية حدوث الأحداث الناشئة عن الحريق الداخلي. في نهاية هذا التحديد، حسبنا للمرة الثانية المتتابعات العرضية الأساسية التي كانت أقل من 10^{-5} . النتائج التي تم الحصول عليها تسمح لنا باستنتاج أن التثبيت في حالة آمنة.

الكلمات المفتاحية الدراسات الاحتمالية، شجرة الاعطاب، شجرة الاحداث، نار، نقص التدفق، انقطاع التيار، حادث التفاعل الزائد، مفاعل نووي.

Abstract:

In this work, we conducted an implementation of a probabilistic safety study in the event of an internal fire on a research nuclear reactor, with a capacity of 03MW. The study was initiated by the selection and quantification of initiating events. which can be initiated by a fire, namely LOFA, LOEP, RIA whose probabilities of occurrence are respectively $7,25.10^{-2}$ / year, 2 cuts / year and $8,42.10^{-2}$ / year. The next steps are the estimation of the probabilities of failures of security systems that have given probabilities of the order of 10^{-3} , the study is continued by the construction of accidental sequences on the core damage, the results were below 10^{-5} . The selection of fire scenarios was divided into three phases, by impact, by frequency, and a final detailed analysis to estimate the probability of occurrences of initiating events induced by the internal fire. At the end of this selection we calculated for a second time the accidental sequences on the core that were lower than 10^{-5} . The results obtained allow us to conclude that the installation is in a safe state.

Key words: PSA, LOFA, RIA, LOEP, FTA, ETA, Core damage, Fire, Nuclear reactor.

Résumé :

Dans ce travail nous avons conduit une implémentation d'une étude probabiliste de sûreté dans le cas d'un incendie interne sur un réacteur nucléaire de recherche, de capacité de 03MW. L'étude a été entamée par la sélection et la quantification des évènements initiateurs pouvant être initiés par un incendie à savoir LOFA, LOEP, RIA dont les probabilités d'occurrence sont respectivement $7,25.10^{-2}$ /an ; 2 coupures/an et $8,42.10^{-2}$ /an. L'étape suivante est l'estimation des probabilités de défaillances des systèmes de sûretés qui ont donné des probabilités de l'ordre de 10^{-3} . L'étude se continue par la construction des séquences accidentelles sur l'endommagement du cœur, les résultats étaient inférieurs à 10^{-5} .

La sélection des scénarios d'incendie était répartie sur trois phases, par impact, par fréquences et une dernière analyse détaillée pour estimer les probabilités d'occurrences des évènements initiateurs induit par l'incendie interne. A l'issue de ces sélections nous avons calculé une deuxième fois les séquences accidentelles sur le cœur qui ont été inférieures à 10^{-5} . Les résultats obtenus nous ont permis de conclure que l'installation étudiée se trouve dans un état sûr.

Mot clés : EPS, LOFA, RIA, LOEP, ADD, ADE, endommagement du cœur, incendie, Réacteur nucléaire.

Table des matières

Table des figures

Liste des tableaux

Liste des abréviations

INTRODUCTION GENERALE.....	13
CHAPITRE 1 : PRESENTATION DU SITE ET MISE EN CONTEXTE.....	16
1.1 Présentation du travail et mise en contexte	17
1.1.1 Les études effectuées en 2017.....	17
1.1.2 Problématique	18
1.1.3 Méthodologie de travail	18
1.2 Retour d'expérience	21
1.1.1 Les derniers accidents et incidents nucléaires	21
1.3 Incendies dans les installations nucléaires	25
1.3.1 Analyse des données recueillies.....	26
1.3.2 Les systèmes de réponse	27
1.3.3 Leçons apprises des incendies	27
1.3.4 Endroit à l'origine du feu	29
1.4 Présentation de la conception de base du réacteur de recherche étudié	30
1.4.1 La cuve principale de réacteur	30
1.4.2 Système de refroidissement	31
1.4.3 Système de ventilation	32
CHAPITRE 2 : LA SURETE DANS LE DOMAINE NUCLEAIRE.....	35
2.2.1 Niveaux de la Défense en profondeur.....	38
2.3.1 Définition	39
2.3.2 Les trois fonctions de sureté	39
2.4.1 Les agressions d'origine externe	40
2.4.2 Les agressions d'origine interne	40
2.5.1 Défaillance	43
2.5.2 La Fiabilité (Reliability) R(t).....	43
2.5.3 Etude de fiabilité d'un Système	43
2.5.4 Fiabilité des systèmes	44
2.5.5 Disponibilité.....	45

2.5.6	Maintenabilité	46
2.5.7	Principales lois de calcul des défaillances	46
CHAPITRE 3 : LES ETUDES PROBABILISTES DE SURETE.....		48
3.1.1	L'évaluation probabiliste de sûreté.....	49
3.1.2	Objectifs des EPS.....	49
3.1.3	Niveaux d'analyse.....	50
3.2.1	Généralités	51
3.2.2	Tâches de l'EPS incendie.....	52
3.2.3	Sélection des scénarios	53
3.3.1	Arbre de défaillances	54
3.3.2	Les arbres d'évènements.....	56
CHAPITRE 4 : IMPLEMENTATION D'UNE EPS DANS UNE INSTALATION NUCLEAIRE DE BASE		60
4.1.1	Sélection des évènements	62
4.2.1	L'accident de perte de débit LOFA	63
4.2.2	Analyse des évènements de base de LOFA	63
4.2.3	Interprétation des résultats	66
4.3.1	Analyse des évènements de base de RIA.....	68
4.3.2	Probabilité d'occurrence de l'évènements RIA	69
4.3.3	Analyse des coupes minimales	70
4.4.1	Système d'arrêt d'urgence (RPS)	72
4.4.2	Système de refroidissement d'urgence du cœur (STC /FW).....	74
4.4.3	Système de refroidissement à long terme FV	74
4.4.4	Systèmes de confinement SCMV	75
4.5.1	Présentation de logiciel	75
4.5.2	Le système d'arrêts d'urgence RPS	76
4.5.3	Probabilité de défaillance du RPS.....	76
4.5.4	Calcul des défaillances des systèmes de sureté des protections du réacteur dans le cas de LOFA, LOEP, RIA.	78
4.6.1	Système de refroidissement d'urgence par volent d'inertie FW	80
4.6.2	Système de refroidissement d'urgence, cas de RIA.....	80
4.7.1	Arbre de défaillance du FV	83
4.8.1	Arbre de défaillances du SCMV	83
4.9.1	Probabilités des évènements initiateurs	85
4.10.1	Cas d'endommagement total.....	87

4.10.2	Endommagement partiel du cœur	87
4.10.3	Construction des arbres d'évènements	87
4.10.4	Quantification des arbres d'évènements	93
CHAPITRE 5 : IMPLEMENTATION DES ETUDES PROBABILISTES DE SURETE DANS LE CAS D'UN INCENDIE		100
5.1.1	Objectif	101
5.1.2	Hypothèse et portée de l'étude	102
5.1.3	Les tâches de l'EPS incendie	102
5.2.1	Collecte des données	103
5.2.2	Subdivisions des compartiments du feu	106
5.2.3	Sélection des équipements	108
5.3.1	Elimination des scénarios en fonction de leurs impacts	109
5.3.2	Elimination des scénarios basés sur la fréquence	110
5.3.3	Construction des séquences accidentelles en cas d'incendies	115
5.4.1	Analyse détaillée	122
5.4.2	Séquences accidentelles	122
5.4.3	Évènement de perte de débit de refroidissement LOFA	126
5.4.4	Interprétations des résultats	133
5.4.5	Séquences accidentelles	134
CONCLUSION		140
Références bibliographiques		144
Annexes		147

Table des figures

Figure 1. 1 : Démarche générale de l'étude FPSA	20
Figure 1. 2 : Niveaux de l'échelle INES.	25
Figure 1. 3: Origine du feu dans les accidents et incidents survenus dans les installations nucléaires.....	26
Figure 1. 4: Diagramme des systèmes de réponse.	27
Figure 1. 5 : Schéma explicatif d'un circuit de base d'un réacteur nucléaire [15].....	30
Figure 2. 1 : La courbe de FARMER de risque.	37
Figure 2. 2 : Les trois fonctions de sûreté	39
Figure 2. 3 : Illustration d'une défaillance dans le temps	43
Figure 2. 4 : Schéma d'un système en série.	44
Figure 2. 5 : Schéma d'un système en parallèle.....	45
Figure 2. 6 : Comparaison entre la disponibilité et la fiabilité.....	45
Figure 3. 1 : Exemple d'un arbre de défaillances [10].....	55
Figure 3. 2 : Schématisation d'un arbre d'événements [18].....	57
Figure 4. 1 : Diagramme circulaire des coupes minimales dans LOFA.	67
Figure 4. 2: Diagramme circulaire des contributions des coupes minimales de l'évènement RIA	71
Figure 4. 3 : Arbre d'évènements de LOEP réalisé par risk-Spectrum.....	88
Figure 4. 4: Arbre d'évènements de LOFA.....	90
Figure 4. 5 : Arbre d'évènements de RIA	92
Figure 4. 6: Diagramme circulaire des contributions de chaque évènement dans l'endommagement partiel.....	95
Figure 4. 7: Contribution des évènements initiateurs dans l'endommagement totale du cœur	97
Figure 4. 8: Diagramme circulaire des contributions des évènements initiateurs dans l'ATWS	98
Tableau 5. 1 : Données collectées sur les locaux du réacteur	103
Tableau 5. 2: Cellules d'incendies	107
Tableau 5. 3: Cellules contiguës aux cellules d'incendies.....	107
Tableau 5. 4 : Locaux ou chaque évènement initiateur peut être initié.....	108
Tableau 5. 5 : Fréquence d'allumage des composants liés à la perte d'énergie électrique	111
Tableau 5. 6: Composants dans les cellules adjacentes aux cellules incendiaires liées à la perte d'énergie électrique.....	111
Tableau 5. 7: Fréquence d'inflammation des composants liés à l'excès de réactivité.....	112
Tableau 5. 8 : Composants dans les cellules adjacentes aux cellules du feu liées à un excès de réactivité.....	112
Tableau 5. 9 : Fréquence d'inflammation des composants liés à la perte de débit dans le système de refroidissement	113
Tableau 5. 10 : les probabilités des évènements induit par le feu.....	114

Tableau 5. 11 : Locaux à étudier avec leurs systèmes de protection anti-incendie.....	121
Tableau 5. 12 : Probabilités de défaillances des systèmes Anti-incendie	122
Tableau 5. 13 : Domaine de calcul avec le logiciel PyroSim FDS	128
Tableau 5. 14: Critères de défaillance des câbles de type thermodurcissable selon [NUREG 6850].....	133
Tableau 5. 15 : Récapitulatif des résultats des deux analyses quantitatives	136
Tableau 5. 16 : Contribution des différents évènements dans l'endommagement du cœur	137

Liste des tableaux

Tableau 2. 1 Principe de défense en profondeur pour faire face à un incendie interne.	42
Tableau 4. 1 Les modes et taux de défaillances de chaque évènement de base de LOFA.....	64
Tableau 4. 2 Probabilité de défaillances des évènements de base intervenant dans l'évènement LOFA	66
Tableau 4. 3 coupes minimales LOFA.....	67
Tableau 4. 4 Taux de défaillances des composants de base.....	69
Tableau 4. 5 : Probabilité d'occurrence de l'évènement RIA	69
Tableau 4. 6 : Coupes minimales	70
Tableau 4. 7 : Taux de défaillance de chaque composant.....	77
Tableau 4. 8 : Défaillances des systèmes de sûreté des protections du réacteur dans le cas de LOFA, LOEP, RIA.....	78
Tableau 4. 9 : Résultats des calculs.....	81
Tableau 4. 10 Les résultats des calculs des défaillances du système STC.....	82
Tableau 4. 11 : Mode et taux de défaillance des composants de SCMV.	84
Tableau 4. 12 : Défaillance des évènements de base	85
Tableau 4. 13 : Probabilités des évènements initiateurs.....	85
Tableau 4. 14 : Probabilités des Systèmes de sûreté	86
Tableau 4. 15 : Contribution des évènements dans les séquences accidentelles :	95
Tableau 4. 16 : Contributions des différents évènements dans L'endommagement total du cœur.....	96
Tableau 4. 17 : Contribution des évènements initiateurs	98
Figure 5. 1 Enchaînement de l'EPS incendie.....	102
Figure 5. 2 Arbre de défaillances de LOEP incendie cas 1	116
Figure 5. 3 : Arbre d'évènements de RIA incendie cas 1	118
Figure 5. 4: Aarbre d'évènements de LOFA incendie cas 1	120
Figure 5. 5 : Aarbre d'évènements de LOEP incendie cas 1.....	124
Figure 5. 6 Arbre d'évènements de RIA incendie.....	126
Figure 5. 7 Création de domaine de calcul avec pyrosim.....	129
Figure 5. 8 : Création du model représentatif du moteur électrique	130
Figure 5. 9 : Placement de la commande DEVICE dans PyroSim	131
Figure 5. 10: Représentation du développement de la température auprès des câbles dans l'atelier chaud.....	131
Figure 5. 11: Modélisation SMOKEVIEW du dégagement de chaleur.....	131
Figure 5. 12: Représentation de développement de la température auprès des câbles pour le sous-sol froid.....	132
Figure 5. 13: Modélisation SMOKEVIEW du dégagement de chaleur dans le moteur électrique dans le sous-sol froid.....	132
Figure 5. 14: Arbre d'évènements de LOFA incendie.....	135
Figure 5. 15: Diagramme représentatif des contributions de chaque évènement interne	137

Liste des abréviations

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

EB : Evènements de Base.

EI : Evènement Initiateur.

EPS : Etude Probabiliste de Sûreté.

EPS1 : Etude Probabiliste de Sûreté de niveau 1.

ER : Evènement Redouté.

FPSA : Etude probabiliste de sûreté incendie

FV : Flap Valve (convection naturelle)

INES : International Nuclear Event Scale (l'échelle des évènements nucléaires)

INVAP : International Aerospace Congress of Paraguay.

LOCA : Loss Of Coolant Accident (accident de perte de réfrigérant)

LOFA : Loss of Flow Accident(accident de perte de débit)

LOEP : Loss of electric power (perte d'alimentation électrique)

RIA : Reactivity insertion accident (Accident d'insertion de réactivité)

LOHS : Loss Of Heat Second (accident de perte de source froide)

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.

PD-A : Partiel damage case A (Endommagement partiel cas A)

PD-B : Partiel damage case B (Endommagement partiel cas B)

TD-A : Total Damage case A (Endommagement total cas A)

TD-B : Total Damage case B (Endommagement total type B)

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).

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 GENERALE

L'industrie nucléaire est particulière comparée aux autres industries car il s'agit d'un domaine qui est toujours sous haute surveillance, en raison du risque potentiel qu'il présente. Aucune erreur n'est permise car les conséquences dépassent les frontières de l'installation, et peuvent même devenir des problématiques régionales voir mondiale à l'instar de l'accident de fukushima.

Suite à cela la communauté internationale était dans l'obligation de créer des organismes qui veillent sur la sûreté nucléaire [1] . Aujourd'hui on en compte quatre [2] :

- L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA)
- L'Agence de l'Organisation de coopération et de développement économique pour l'énergie nucléaire.
- La Commission internationale de protection radiologique (CIPR)
- Le Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (UNSCEAR).

La sûreté dans sa définition est le résultat de mesures techniques et organisationnelles employées dans différentes phases d'une installation. Elle est en relation directe avec le type d'agressions ou de menaces redoutés [1]. Parmi ces menaces l'incendie ; il peut faire d'une installation une vraie tragédie s'il n'est pas bien pris en compte.

Aujourd'hui, les études probabilistes sont l'outil le plus utilisé dans la sûreté. L'implémentation d'une étude probabiliste dans le cas d'un incendie interne nécessite une connaissance des outils de gestion des risques, un appui sur le retour d'expériences et une bonne expertise dans le domaine.

Le but principal de ces études est d'évaluer la sûreté de l'installation, face au potentiel de départ de feux, ainsi que l'estimation des conséquences d'endommagement du cœur [3]. C'est dans cette optique que nous nous sommes proposé d'implémenter une étude probabiliste de sûreté dans le cas d'un incendie interne sur un réacteur model ayant une capacité de 03 MW.

Afin d'atteindre les objectifs de cette étude, nous avons suivi une démarche logique composée de deux parties principales :

- Une première partie pour l'identification des événements initiateurs pouvant être initiés par un incendie, passant par les EPS niveau 1 jusqu'à estimer les fréquences d'endommagement du cœur.
- Une deuxième partie qui sera consacrée à l'implantation des études probabilistes de sûreté dans le cas d'incendie en adoptant la démarche employée dans ce domaine et qui

s'étale sur trois principales étapes de sélection des scénarios : qualitative, par fréquence et l'étude détaillée.

Le présent travail sera présenté en cinq 05 chapitres et ce pour couvrir l'ensemble des étapes de l'implantation d'une étude probabiliste de sûreté incendie.

- Le premier chapitre est dédié au recueil historique sur l'industrie nucléaire, la présentation du réacteur objet de l'étude et la mise en contexte du travail entrepris.
- Le second a pour objet les fondements théoriques de la sûreté nucléaire ainsi que les outils de la sûreté de fonctionnement.
- Le troisième chapitre présente les études probabilistes de sûreté ainsi que les études EPS incendie.
- Le quatrième chapitre est consacré à l'implantation de l'étude probabiliste de sûreté niveau 1, sans incendie.
- Le cinquième et dernier chapitre est réservé à l'implantation de l'étude probabiliste de sûreté dans le cas d'un incendie interne (FPSA).

L'étude se terminera par une conclusion et des perspectives.

**CHAPITRE 1 : PRESENTATION
DU SITE ET MISE EN
CONTEXTE**

Ce chapitre vise à mettre le travail dans son contexte et de présenter les études précédentes, nous passerons après au retour d'expérience qui sera un cadre de cette étude. Pour finir nous présentons le site du stage et les différents systèmes qui font l'objet de notre étude

1.1 Présentation du travail et mise en contexte

Cette étude se basera essentiellement sur l'implémentation des études probabilistes de sureté dans un réacteur nucléaire de recherche. Un travail qui vient pour continuer la première étude faite en 2017.

1.1.1 Les études effectuées en 2017

Le premier travail effectué en 2017 avait comme objectif d'évaluer la sureté de l'installation de base du réacteur de recherche ayant une puissance de 3MW cela par le biais des études probabilistes de sureté niveau 1 et 2 en adoptant la démarche de défense en profondeur.

Ces études étaient réparties sur deux parties essentielles, parties théorique expliquant les notions de base de sureté nucléaire, et une partie pour implémenter ces études de sureté.

La partie théorique a été présentée pour introduire les études probabilistes de sureté nucléaire, la défense en profondeur et les méthodes d'analyse utilisées dans ce domaine à savoir les arbres de défaillances et les arbres d'évènements [4]. Ainsi qu'une partie indispensable dans ce domaine et l'analyse des systèmes de fiabilité pour introduire ces notions de fiabilité et de défaillance et présenter les modèles de calculs utilisés. Le travail d'implémentation des EPS a été entamé pour déterminer les probabilités d'occurrences des évènements initiateurs à savoir la perte de réfrigérant LOCA, perte de débit LOFA et la perte de source froide LOHS.

Les résultats de ces études ont permis d'avoir des probabilités de défaillance de l'ordre de 10^{-2} . Cette valeur était jugée comme élevée en se référant sur les aux normes d'acceptabilité de l'AIEA.

Par la suite l'étude a été renforcée par l'analyse des systèmes de sûreté du réacteur et estimation des valeurs de probabilités de défaillances, en se basant sur les résultats obtenus dans le calcul des défaillances des systèmes et la logique des arbres de défaillances développés pour chaque système de sûreté. Cette deuxième analyse a donné des résultats de l'ordre de 10^{-3} , une valeur considérée par l'AIEA comme limite d'acceptabilité pour ce type de systèmes.

Les résultats des premières analyses étaient utilisés comme données pour estimer les probabilités de défaillances des séquences accidentelles. En adoptant la méthode des arbres

d'évènements. Ces études ont conclu que les séquences accidentelles sont défaillantes de l'ordre de 10^{-5} au pires des cas.

L'étape suivante était de modéliser les séquences et les effets radioactifs de la dispersion atmosphérique en cas de défaillance des systèmes de sûreté allant jusqu'à la fusion du cœur et estimer la dose qui serait reçue par une personne du public.

Le travail global a conclu que l'installation étudiée est sûre, les scénarios d'accidents ont des probabilités de défaillances insignifiantes. La dose qui serait reçue par le public est dans les limites d'acceptabilités des normes internationales.

1.1.2 Problématique

La problématique du nucléaire a fait trop parler d'elle ces dernières années surtout après la catastrophe de Fukushima. Dans ce domaine l'évènement le plus redouté est l'endommagement du cœur du réacteur, non seulement par rapport aux risques et enjeux qui peuvent être engendrés, mais aussi sur le fait qu'il soit un évènement dont les conséquences réelles et exactes sont méconnues. Un évènement qui peut être le résultat de plusieurs paramètres, défaillances, agressions internes ou externes.

Notre travail s'inscrit comme une continuité d'un travail d'implémentation des études probabilistes de sûreté dans un réacteur de recherche entamé en 2017.

Dans ce travail, nous nous intéressons à implanter le reste de l'étude, et aborderons les études probabilistes des évènements internes. Les questions qui dérivent de cette problématique sont :

- Comment une agression interne peut-elle provoquer un endommagement de cœur ?
- Quel sont les évènements initiateurs qui peuvent initier ce types d'agression interne ?
- Quels sont les causes de ces évènements initiateurs, et comment sera la réponse des systèmes de sûreté existants ?
- Comment peut-on estimer cette probabilité d'incendie et comment cela peut-il causer un endommagement du cœur.

1.1.3 Méthodologie de travail

La démarche proposée dans ce travail concerne l'implémentation d'une étude probabiliste de sûreté de niveau 01 dans le cas d'un incendie interne au sein d'un réacteur de recherche modèle de puissance thermique choisie égale à 03 MW et dont la conception de base est

similaire à celle du réacteur de recherche nucléaire du CRND. La démarche proposée englobe deux parties essentielles à savoir :

Partie 1 : Elaboration d'une étude probabiliste de sûreté de niveau 01 sans l'incendie.

- ✓ Identification des évènements initiateurs et des évènements qui peuvent être initiés par un incendie.
- ✓ Elaborer les données de fiabilités et calcul des défaillances du matériel.
- ✓ Réaliser les arbres de défaillances des évènements initiateurs et des systèmes de sûreté.
- ✓ Développement des séquences accidentelles par des arbres d'évènements.
- ✓ Calcul des fréquences d'endommagement du cœur.

Partie 2 : Considération d'un incendie interne au sein de l'installation et implémentation de l'EPS incendie (FPSA).

- ✓ Collecte des données.
- ✓ Analyse des compartiments du feu.
- ✓ Analyse qualitative.
- ✓ Analyse semi-quantitative.
- ✓ Analyse quantitative.
- ✓ Elaboration des séquences accidentelles.
- ✓ Estimation des probabilités d'endommagement du cœur.

Les étapes de l'étude sont représentées sur la figure 1.1 :

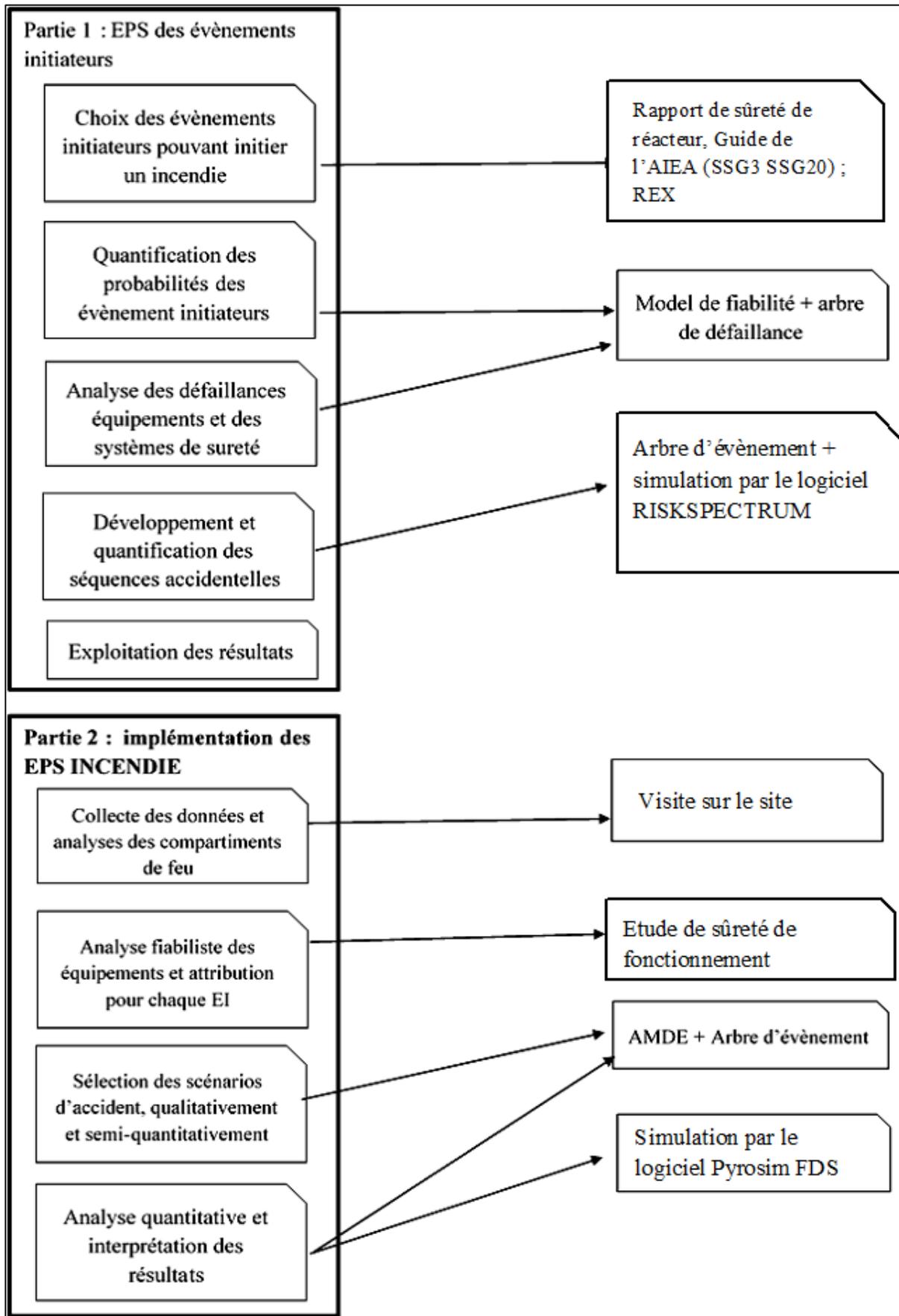


Figure 1. 1 Démarche générale de l'étude FPSA

1.2 Retour d'expérience

Si les installations nucléaires et industrielles actuelles sont plus sûres, une grande part de ce fait revient au retour d'expérience. Depuis le premier accident survenu on s'est intéressé à investiguer et à chercher les raisons dernières, tirer des leçons, tout cela dans le but d'une approche d'amélioration continue [1].

Dans le domaine nucléaire comme la sûreté est une préoccupation qui dépasse les frontières des pays parfois, le retour d'expérience a toujours été considéré comme un axe pour chaque étude.

Dans cette partie nous avons choisi de citer quelques accidents nucléaires récents, leurs classements et leurs principales causes.

1.1.1 Les derniers accidents et incidents nucléaires

On distingue deux principaux types d'installations nucléaires, les centrales nucléaires où la capacité de production est de l'ordre des centaines de MW, des installations principalement regroupées dans les pays industriels, ces installations sont plus complexes, plus grandes et par conséquent présentent plus de risques.

De l'autre côté on retrouve les installations dédiées à la recherche et au développement, ces installations généralement ne dépassent pas quelques MW, des installations qui sont plutôt simples et maîtrisables dans la gestion des risques.

❖ Les centrales nucléaires

Nous avons recensé les accidents nucléaires depuis 1952 [6]:

- **12 décembre 1952:** Fusion partielle du cœur du réacteur national expérimental (NRX) de Chalk River (Canada) provoquée par une erreur de l'opérateur et des problèmes mécaniques dans les systèmes d'arrêt. Certaines gaines de combustible explosèrent, entraînant le rejet de matières radioactives. On a enlevé et enterré le cœur du réacteur pour en installer un nouveau. Dans les deux années qui ont suivi, le réacteur a été réparé et remis à en marche jusqu'en 1992. Cet accident serait de niveau 5.

- **24 Mai 1958 :** Moins d'un an après son démarrage, le réacteur canadien universel (NRU), successeur de NRX, a subi un accident de niveau 4 [1] : un élément combustible en uranium, endommagé, a pris feu lors de son déchargement, contaminant le bâtiment et ses environs par des produits de fission. Nettoyage et réparation n'ont pris que trois mois et NRU a redémarré en août 1958.

- **3 janvier 1961** : Lors d'un redémarrage du réacteur SL1 (Stationary Low-Power Reactor Number One), un réacteur militaire expérimental étatsunien construit sur le site de l'Idaho National Laboratory (INEL) et conçu pour alimenter en électricité et chaleur des sites isolés comme les radars d'Alaska. Un des opérateurs lève brutalement beaucoup trop les barres de commande, ce qui provoque la sur criticité soudaine du réacteur. En quatre millisecondes, la puissance du cœur passe de quelques MW à 20 GW et l'eau se vaporise brutalement. L'explosion de vapeur d'eau a provoqué une forme extrême de coups de bélier : la cuve du cœur (12 tonnes) a bondi de 2,77 m et les mécanismes de commande des grappes ont défoncé le plafond du bâtiment du réacteur. L'explosion fit 3 morts. Cet accident serait classé au niveau 5. On s'interroge encore sur les raisons de cette fausse manœuvre [7].

- **21 janvier 1969** : Un arrêt d'urgence automatique interrompt la première montée à pleine puissance du réacteur expérimental de Lucens, en Suisse. La radioactivité monte rapidement dans la caverne qui abrite le réacteur, signe d'une dégradation du combustible. Suite à cet accident, de niveaux 4 ou 5, sans conséquence sanitaire, le réacteur n'a jamais redémarré. La caverne a été murée en 1974, et le site, déclassé en 2004. Cet accident est peu connu en dehors de la Suisse [5].

- **15 octobre 1969** : Après une visite officielle de la centrale Uranium Naturel Graphite Gaz (UNGG) de St-Laurent, en France, un opérateur du réacteur 1 charge par erreur une fausse cartouche au lieu d'un élément combustible, obstruant ainsi un des canaux de refroidissement ; plusieurs éléments (50 kg) encore peu irradiés fondent. Cet accident de niveau 4 n'a pas fait de victime, ni causé de relâchement significatif de radioactivité, mais le réacteur a été arrêté 1 an pour nettoyage. L'accident est passé presque inaperçu du public, peut-être éclipsé par l'annonce par EDF de son abandon (controversé à l'époque) de cette filière au profit des réacteurs à eau ordinaire construits sous licences américaines [8].

- **26 avril 1986 Centrale nucléaire de Tchernobyl (Ukraine)** : Accident majeur. Catastrophe nucléaire de Tchernobyl. À la suite d'une série d'erreurs humaines et en raison de défauts de conception, le réacteur N°4 subit une fusion du cœur puis une explosion provoquant la libération de grandes quantités de radio-isotopes dans l'atmosphère. Les autorités évacuent environ 250000 personnes de Biélorussie, de Russie et d'Ukraine Classement sur l'échelle INES: 7

- **19 octobre 1989 Vandellos, Espagne :** Incident grave : Un incendie se déclare dans la salle des turbines de la centrale nucléaire de Vandellos en provoquant indirectement une inondation et endommageant différents systèmes, notamment la réfrigération du réacteur. Cet incident est classé au niveau 3 de l'échelle INES. Le gouvernement espagnol a décidé la fermeture définitive du réacteur en novembre 1992 [2].

- **26 février 2000 -Indian Point Etats Unies :** Accident limité au site. Le réacteur N°2 de la centrale nucléaire d'Indian Point libère une petite quantité de vapeur radioactive. C'est un dysfonctionnement du générateur de vapeur qui en est la cause. Classé 3 sur l'échelle de INES

- **4 juin 2008 Krško , Slovénie:** Incident. Fuite sur le circuit primaire du système de refroidissement du réacteur. Le réacteur en question a été mis à l'arrêt et la fuite contenue dans l'enceinte de confinement. Selon les autorités slovènes, il n'y a pas eu de fuite de matériaux radioactifs dans l'environnement ni d'altération du combustible nucléaire

- **11 mars 2011, Fukushima, Japon :** Accident majeur . Cet accident est la conséquence d'un tsunami de plus de 14 m au niveau de la centrale ayant provoqué la perte totale des alimentations électriques et du refroidissement des réacteurs nucléaires, ce tsunami faisait suite à un séisme de magnitude 9.0. Classement sur l'échelle INES : 7 [9].

- **04 juin 2011 Egypt , Anshas :** Incident grave. À la suite de l'explosion d'une pompe du réacteur dans la petite centrale nucléaire d'Anshas (Nord du Caire), alors mise en service sans autorisation, une fuite de 10 m³d'eau radioactive s'est produite. Classé 3 sur l'échelle INES [10].

❖ Les centres de recherches

- **02 mai 2006 RUSSIE MOSCOU :** Vers 20h35, au nord-ouest de Moscou dans un institut de recherche nucléaire, un court-circuit dans un ordinateur serait à l'origine d'un incendie. La fonte de la coque plastique de l'ordinateur génère une épaisse fumée. Le déclenchement rapide de l'alarme permet aux services de secours de circonscrire le sinistre en 30 min avant qu'il ne se propage à la salle des réacteurs nucléaires [1].

- **27 janvier 2011 France 92 FONTENAY-AUX-ROSES :** Dans le stockage de solvants et de produits chimiques d'un centre de recherche atomique, une erreur de manipulation provoque la vidange de la bouteille d'amorce du système de détection et d'extinction automatique

d'incendie alors que des opérations sont en cours sur ce système. Le dispositif de lutte contre l'incendie se retrouve indisponible. L'exploitant prend des mesures compensatoires pour pouvoir éteindre un éventuel sinistre en attendant sa remise en service. Cependant, l'analyse de l'incident n'a pas permis d'identifier l'indisponibilité du système de détection.

La bouteille d'amorce, remplacée le 10 février permet de remettre la détection en service. Le système d'extinction est, lui, remis en service le 16 mars.

L'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) est informée de l'incident le 21 mars. L'évènement est classé au niveau 1 de l'échelle internationale des évènements nucléaires (INES) [10].

- **19 mars 2017 FRANCE 91 SACLAY** : Un défaut d'isolement d'un câble électrique haute tension provoque un dégagement de fumée dans une usine de produits radio pharmaceutiques située au sein d'un centre de recherche nucléaire. La détection incendie se déclenche, mais le système d'extinction automatique par gaz inerte ne fonctionne pas. Les secours internes interviennent. En cas de départ de feu, le non fonctionnement de l'extinction automatique aurait conduit à son développement jusqu'à la mise en œuvre d'autres actions de lutte contre l'incendie. L'exploitant remplace le câble électrique et renforce la surveillance des locaux [7].

- **19 juin 2017 FRANCE GRENOBLE** : Vers 11h30, un feu se déclare sur des batteries au lithium au sein d'un centre d'études nucléaires. L'alimentation électrique du site est coupée. Les pompiers du site gèrent l'extinction de l'incendie. L'incendie est étouffé par du sable, puis les batteries sont immergées dans des bacs d'eau salée. Les pompiers ventilent les locaux. Sur les 20 batteries du site, 2 sont brûlées et 8 autres sont noircies. L'électricité est rétablie vers 12h40 [1].

Depuis plus d'un demi-siècle, le secteur nucléaire dans le monde a connu d'importants accidents, on compte plus de 17 accidents dont 4 concernent les centres de recherche nucléaire. On a beaucoup souligné que le réacteur 1 de Fukushima Daiichi avait reçu, un mois avant l'accident, l'autorisation de fonctionner dix ans de plus, jusqu'à 50 ans, et il est évident qu'il faut surveiller avec grand soin le vieillissement des installations nucléaires. C'est une des raisons des visites décennales subies tous les 10 ans par les centrales françaises. Mais on ne peut s'empêcher de constater que NRX, NRU, Lucens, TMI2, St Laurent A1 et Tchernobyl 4 étaient des installations quasi-neuves au moment de l'accident qui les a affectée. Les centrales les plus vieilles, régulièrement remises à niveau, ne sont pas forcément les plus dangereuses.

Les trois principales causes d'accident sont :

- La perte de contrôle de la réaction en chaîne (SL1, Tchernobyl)
- Un défaut de refroidissement, réacteur en marche (NRX, Lucens, ST Laurent A1 et A2)
- Un défaut de refroidissement, réacteur arrêté (TMI, Fukushima).
- Le comportement humain était depuis les premiers accidents une des causes essentielles, et même dans les installations actuelles ce type reste très présent.

❖ L'échelle de classement des événements nucléaires

Après l'accident de la centrale de Tchernobyl (Ukraine, 1986) et afin d'aider la population et les médias à comprendre immédiatement la gravité d'un incident ou d'un accident dans le domaine nucléaire, une échelle de gravité a été créée, semblable à l'échelle de Richter qui informe sur la puissance des tremblements de terre.

Utilisée au plan international depuis 1991, l'échelle INES (*International Nuclear Event Scale*) comporte 8 niveaux, de 0 à 7. Les niveaux 1 à 3 correspondent à des « incidents », les niveaux 4 à 7 à des « accidents ».

A ce jour, deux événements ont été classés au niveau 7 : l'accident de la centrale de Tchernobyl en Ukraine en avril 1986 et l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi au Japon en mars 2011 [11] .la figure 1.2 illustre les niveau de l'échelle INES.

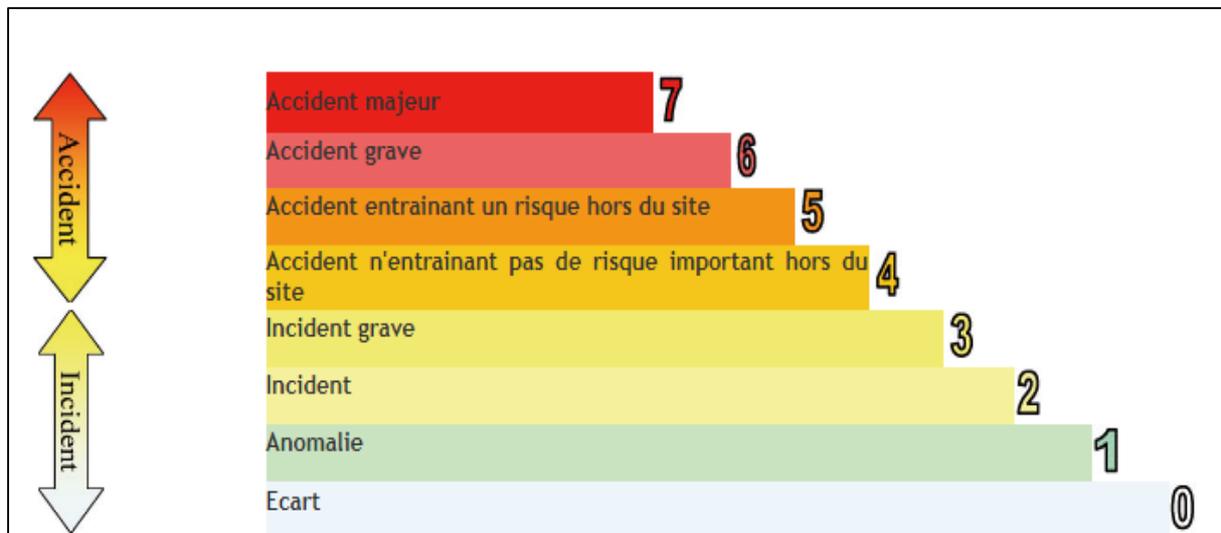


Figure 1. 2 Niveaux de l'échelle INES.

1.3 Incendies dans les installations nucléaires

L'incendie est un initiateur possible d'accidents nucléaires. Il peut être à l'origine d'une rupture du confinement avec une dispersion de radioactivité dans l'installation, voir dans l'environnement. L'enjeu majeur est de maîtriser les risques d'incendie, cela par une meilleure

maitrise des technologies actuelles anti-incendie tout en se référant au nombreux incidents déjà survenus à travers le monde pour en tirer les meilleures leçons [12].

L'annexe 1, illustre un recueil des évènements de départ de feu dans les installations nucléaires depuis 1975.

1.3.1 Analyse des données recueillies

La figure 1.3 donne les origines de feu survenus dans les installations nucléaires.

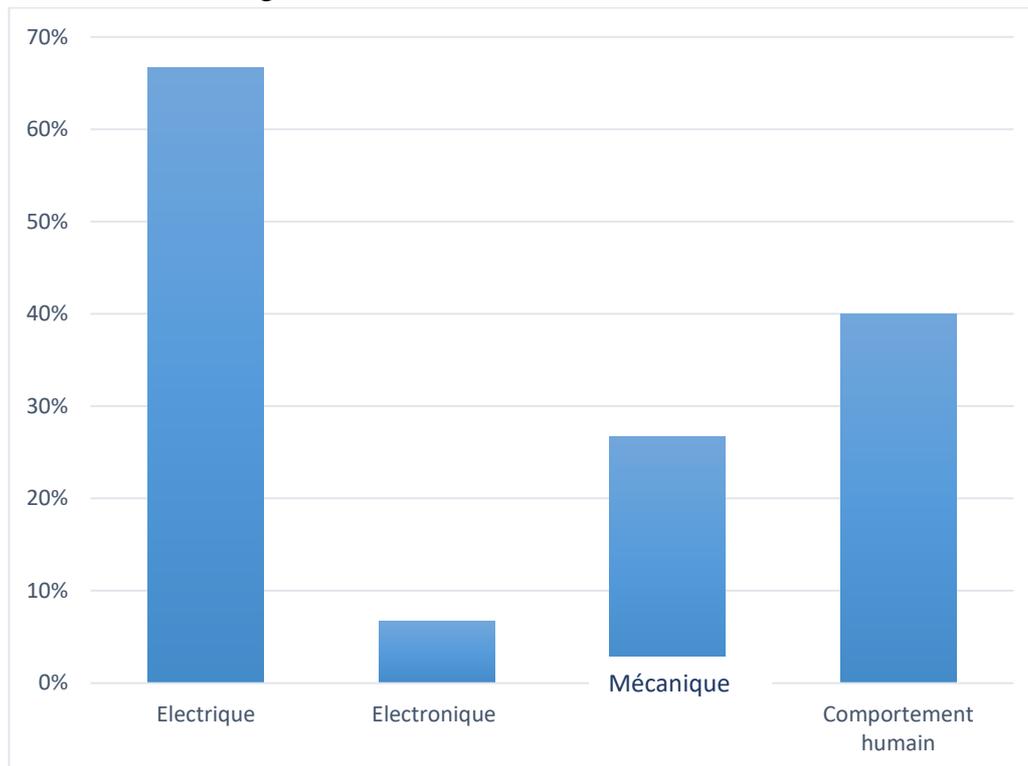


Figure 1. 3: Origine du feu dans les accidents et incidents survenus dans les installations nucléaires

D'après ce diagramme, nous remarquons bien que l'origine électrique à savoir les câbles, les tableaux électriques, les transformateurs, et tous les équipements sont les causes principales avec un pourcentage qui dépasse les 65 %, juste après nous retrouvons les causes d'origine mécanique qui aussi dépassent les 25 %. Cette dominance s'explique par le fait que la plupart des équipements sont électriques ou mécaniques et reliés avec des circuits mécaniques, et aussi par le fait de la non existence d'autres matériaux combustibles qui peuvent initier un feu.

Le comportement humain aussi constitue un pourcentage très important dans ces accidents, c'est pour de telles raison que les formations et les programmes de révisions sont impératifs.

1.3.2 Les systèmes de réponse

Les réponses en cas d'incendie sont à leurs tours un autre problème soulevé par ces études. Le diagramme de la figure 1.4 montre que la plus part des incidents et accidents déclarés à l'AIEA sont causés par des défaillances de systèmes de détection. Pour cela les études de ces systèmes doivent être faites avec plus de détails et la recherche de nouveaux systèmes plus fiables reste une priorité [1].

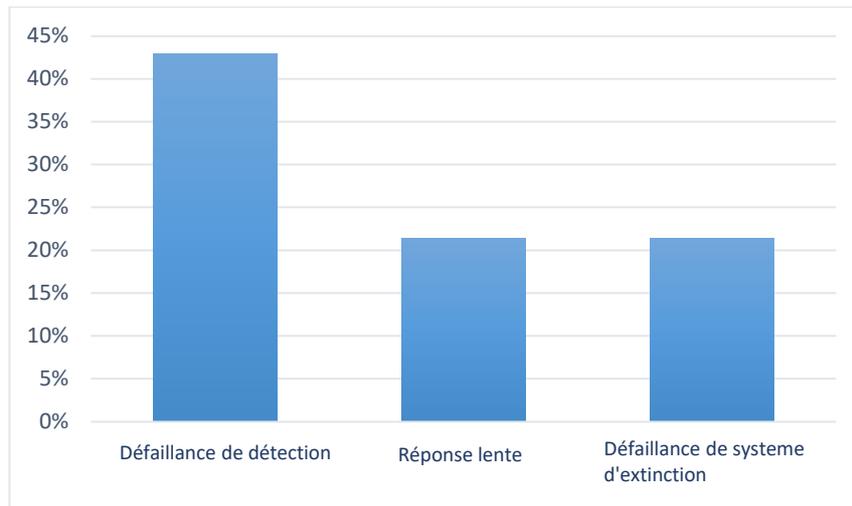


Figure 1. 4: Diagramme des systèmes de réponse.

Les réponses des systèmes de détection et des équipes d'interventions aussi doivent être prises en considération dans les études de sûreté incendie.

1.3.3 Leçons apprises des incendies

- Les défauts et les insuffisances de conception, les défaillances des équipements électriques ainsi que le facteur humain sont les plus grands contribuant aux évènements.
- Un événement du feu contient des facteurs causals multiples. Ceci rappelle l'importance de l'exécution du concept de défense en profondeur dans la conception et lors de l'opération d'une installation nucléaire.
- Le manque d'équipes de réponse de secours rend un événement du feu plus grave. Des procédures améliorées de secours comprenant des communications de secours devraient être exigées pour réduire les causes concernant le facteur humain.
- Des dispositifs de détections et d'extinctions fiables et bien conçus pour ce type d'installations (manuel et automatique) devraient être fournis. Puisque l'échec ou le manque de ceux-ci a été pas mal de fois un contribuant significatif aux feux ;

- L'échec ou la détérioration des barrières du feu a mené à des conséquences non souhaitées. Des barrières de feu devraient être en juste proportion depuis la conception et bien maintenues.
- Les événements d'incendie et d'explosion ont parfois conduit les exploitants des installations à prendre des mesures spéciales telles que la réduction du niveau de puissance, ou l'arrêt du réacteur.
- Une évaluation de sûreté en cas d'incendie doit être faite avant toutes modifications dans l'installation, pour éviter des anomalies de surdimensionnement ou de sous-dimensionnement.

❖ Culture de sûreté

Comme la plupart des feux déclenchés directement ou indirectement, les erreurs humaines en étaient la cause, il est nécessaire d'envisager des programmes de formation et de sensibilisation pour améliorer la culture de sûreté dans l'installation [13].

❖ Prévention

Dans plusieurs cas un court-circuit était la cause du feu. Le choix de matériel pour les câbles et les fusibles devrait être approprié en ce qui concerne la sûreté contre l'incendie. Dans plusieurs cas le matériel d'isolation a contribué à la propagation du feu. Les matériaux d'isolation devraient être non-combustibles ou ignifuges [2].

❖ Détection

La détection rapide du feu est très importante. Des systèmes automatiques de détection et d'alarme devraient en particulier être fournis dans les chambres inoccupées. Ces systèmes devraient être fiables et être régulièrement examinés et maintenus [9].

❖ Extinction et suppression

Les problèmes de transmission entre les sapeurs-pompiers et les opérateurs dans la salle de commande peuvent mener à un retard de la lutte contre l'incendie. Les moyens appropriés de communication ainsi que des procédures de secours sont nécessaires.

La suppression manuelle du feu due à la fumée dans les compartiments respectifs du feu était souvent impossible (en particulier dans le hall de turbine). Des dispositions pour l'enlèvement de la fumée sont exigées [9].

❖ Réduction

Dans la salle de commande, les barrières de ventilation de fumée et de feu ne fonctionnent pas parfois comme exigé en raison des fissures dans les murs et les planchers qui ne sont pas bien dimensionnés [1].

1.3.4 Endroit à l'origine du feu

Bien que dans divers pays les types de bâtiments soient mentionnés, environ un tiers des feux interviennent dans le bâtiment de la turbine, et partout où des équipements électriques sont installés, par exemple dans le bâtiment électrique, le bâtiment du réacteur, et le bâtiment du mécanisme [1].

❖ Analyse et interprétations

D'après l'**annexe 1** les types de feux déjà survenus dans les installations nucléaires à travers le monde étaient essentiellement des feux d'origine électrique, cela est logique à partir du moment où les installations nucléaires sont bien gérées et maintenues ce qui ne laisse pas d'autres sources susceptibles à un déclenchement de feu. Aussi cette information nous donne plus de détails sur la difficulté de contrôler les départs de feu dans ce type d'installations.

L'analyse de l'expérience de fonctionnement a prouvé que l'incendie et les explosions représentent un risque très important pour les installations nucléaires par conséquent, des contre-mesures doivent être prises dans la conception de sûreté, ainsi que pour maintenir le risque approprié aussi bas que possible sur la base du retour d'expérience internationale [13].

Une action préventive efficace à prendre est l'utilisation des mécanismes appropriés dans la conception et l'opération des installations, basée sur l'expérience de fonctionnement.

Les informations fournies dans les bases de données disponibles publiques ne sont habituellement pas assez détaillées pour tirer des leçons consolidées ou pour une évaluation probabiliste du risque notamment dans le cas des réacteurs de recherche

La conception et les facteurs humains ont montré des contributions élevées à l'incendie et aux explosions : ces aspects devraient également être bien pris en considération lors des études probabilistes des risques.

1.4 Présentation de la conception de base du réacteur de recherche étudié

Le réacteur de recherche nucléaire NUR qui a servi de modèle de base pour notre réacteur de recherche objet de l'étude et de simulation est un réacteur nucléaire type MTR, à eau légère et de puissance de 01 MW [14]. 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.cm².s⁻¹. Notre étude est faite sur un réacteur de recherche modèle, de puissance choisie égale à 03 MW et avec une conception de base similaire à celle du réacteur NUR [3], la figure 1.5 illustre un schéma explicatif d'un circuit de base d'un réacteur nucléaire.

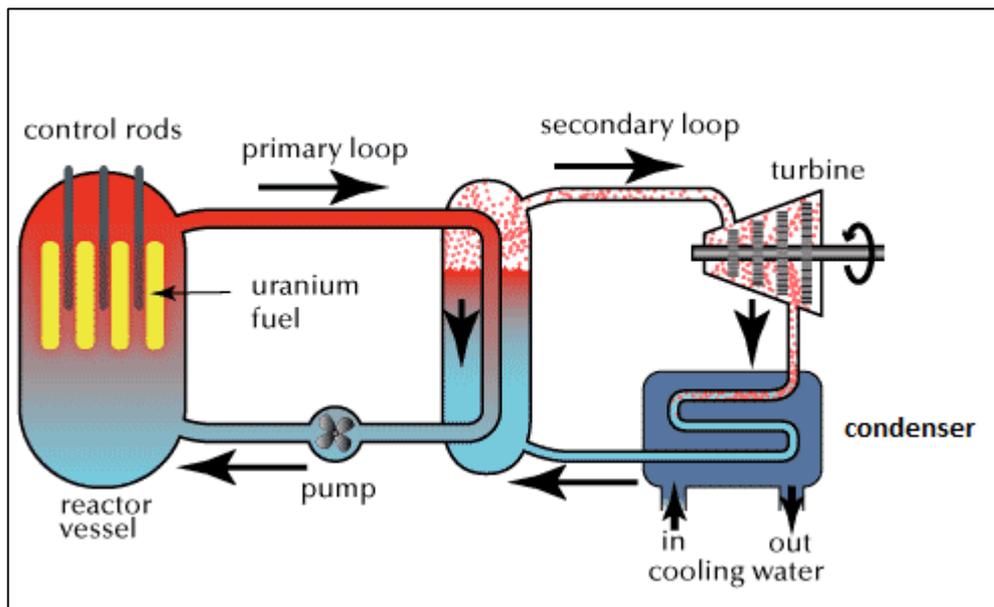


Figure 1. 5 Schéma explicatif d'un circuit de base d'un réacteur nucléaire [15]

Le réacteur NUR est un réacteur ouvert de type piscine et il est constitué essentiellement des systèmes suivants :

1.4.1 La cuve principale de réacteur

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

❖ 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 U_{235} . 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 barre associée, les éléments réacteurs 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 muni 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).

1.4.2 Système de refroidissement

Le système de refroidissement consiste à extraire la chaleur produite pendant le processus de fission dans le cœur quelque soient les conditions, en mode opération ou d'accident [14]. 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 $220 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$. 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). [3]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 :

- 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 biais 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 [14] :

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

1.4.3 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 [3] :

❖ **Système d'extraction**

Il rejette l'air du hall du réacteur vers l'atmosphère à travers une cheminée 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 fermée 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 [3].

❖ **Système d'instrumentation du réacteur**

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. Ce système est conçu selon une structure modulaire où on distingue quatre types d'instrumentation [14] :

▪ **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 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.

Cette première partie a principalement introduit le travail et le retour d'expérience dans le domaine de sûreté nucléaire et de sûreté faces à un incendie interne ainsi qu'une présentation de l'installation qui a servi de modèle de base pour notre réacteur objet de l'étude.

Après avoir introduit le travail, un aperçu sur les derniers accidents nucléaires et le retour d'expérience de ces derniers. Le prochain chapitre vise à introduire les notions de sûreté nucléaire dans ces différents états ainsi que l'approche utilisée dans ce domaine

**CHAPITRE 2 : LA SURETE
DANS LE DOMAINE
NUCLEAIRE**

Dans le but d'une première immersion dans le domaine de la sûreté nucléaire, ce chapitre introduit les notions de la sûreté dans les installations nucléaires de base et ses principes de fonctionnement. Nous présenterons ensuite les bases de la sûreté de fonctionnement qui est un outil indispensable dans la sûreté et les études probabilistes.

2.1 Notion de risque acceptable

La notion de risque acceptable ne se réfère pas à des critères définis et absolus. Elle résulte de choix économiques, sociétaux ou politiques et est donc susceptible d'évoluer dans le temps et d'un pays à l'autre. Si les experts ont un rôle de proposition, la décision finale relève d'une appréciation politique qui intègre ces différentes dimensions. L'importance du risque associé à un réacteur nucléaire résulte de nombreux facteurs spécifiques [12] :

- en premier lieu, un inventaire important des matières radioactives s'accumulant dans le cœur, et dans une moindre mesure dans le fluide caloporteur (produits d'activation), et susceptible d'être disséminées dans l'environnement en cas d'accidents ;

- un procès reposant sur une réaction en chaîne qui peut potentiellement s'emballer ;

- une densité de puissance thermique pouvant être considérable dans le cœur des réacteurs « de puissance »;

- une énergie thermique du combustible ne s'annulant pas, même après l'arrêt de la réaction en chaîne ; la puissance résiduelle est alors décroissante dans le temps, car liée à la désintégration radioactive des produits de fissions et actinides, émetteurs de rayonnements freinés dans la matière [6];

- enfin, en dépit des mesures prises pour maîtriser ces risques, le retour d'expérience d'exploitation a montré que des accidents beaucoup plus graves que ceux qui étaient redoutés à la conception pouvaient se produire (*Three Mile Island, Tchernobyl, Fukushima*) ; leur analyse a montré qu'il convenait d'introduire une approche évolutive pour mieux prendre en compte les dimensions complexes (combinatoire de défaillances possibles, nombreuses interactions et contre-réactions) et sociotechniques (facteurs organisationnels et humains) du système réacteur

L'appréciation des risques liés à l'exploitation d'une installation nucléaire conduit à distinguer, comme pour tout dispositif industriel, les risques potentiels, ceux qui seraient à craindre en l'absence de toute mesure de protection, et les risques résiduels, qui subsistent, en dépit des dispositions prises pour gérer les accidents (prévention/mitigation).

On porte sur le risque accidentel une double appréciation en termes de probabilité d'occurrence, et en termes de gravité, selon l'ampleur de ses conséquences. Au début des années 1970, Farmer

a proposé, sur un diagramme probabilités-conséquences, une limite entre domaine acceptable et inacceptable, les conséquences étant exprimées en termes de rejets radioactifs.

La figure 2.1 représente bien la notion de risque acceptable selon la courbe de FARMER [16].

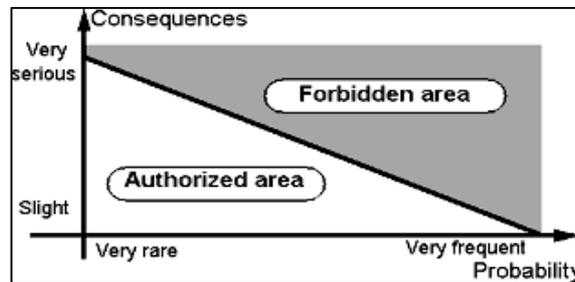


Figure 2. 1 La courbe de FARMER de risque.

Le principe général de la démarche d'acceptabilité de Farmer est alors le suivant : plus l'accident est probable, plus ses conséquences doivent être limitées par des contre-mesures. Le concepteur d'un réacteur nucléaire cherchera à approfondir cette démarche, en précisant des couples de plages de probabilités et de conséquences radiologiques considérées comme acceptables. De façon à rester dans le domaine acceptable du diagramme, les spécialistes de la sûreté ont édifié un ensemble de principes et méthodes applicables à toutes les phases de la vie de l'installation.

2.2 La défense en profondeur

Le concept de défense en profondeur (en anglais « *defence in depth* ») constitue le modèle de sûreté et de sécurité dans le nucléaire depuis les années 1960. Malgré l'accident majeur de Tchernobyl, ce modèle a montré une grande robustesse face au nombre de centrales nucléaires et de systèmes à propulsion nucléaire en service à la quantité d'opérations journalières menées et à la probabilité de manifestation d'aléas potentiellement dangereux sur ces systèmes .L'étude historique de son mode d'application dans le nucléaire montre un enrichissement et une amélioration afin de prendre en compte les aspects matériels et organisationnels de la sûreté de la centrale pour préserver le personnel, la population et l'environnement, des risques de contamination radioactive [17].

La défense en profondeur est un cadre général de gestion de la sûreté permettant d'identifier la nature et l'agencement des moyens de défense selon cinq niveaux de protection définissant les objectifs de sûreté à atteindre. Sa formalisation et l'évolution de sa structuration au sein des centrales nucléaires, qui sont encore sujettes à des modifications et des améliorations, ont conduit à produire un modèle robuste de sûreté, tant au niveau de la conception que de la construction et de l'exploitation de l'installation jusqu'à son démantèlement. Elle nécessite,

lors de sa mise en œuvre, l'établissement de prérequis comme le développement d'une culture de sûreté ou la définition d'une maintenance préventive au sein de l'installation concernée.

La défense en profondeur apporte ainsi une vue d'ensemble fondée sur des approches complémentaires d'évaluation de son efficacité (analyses des risques établies sur des approches déterministes et probabilistes) et multi-échelles (système, sous-systèmes, composants, pièces, facteurs humain, facteurs organisationnels). L'application des dispositifs réglementaires, le respect des normes et des règles de sûreté, et la mise en œuvre de méthodes pour structurer, valider et améliorer la sûreté d'une installation sont les moyens permettant d'assurer la défense en profondeur d'un site donné [13].

2.2.1 Niveaux de la Défense en profondeur

- **Niveau 1** : Prévention des anomalies d'exploitation et des défaillances humaines et techniques.
- **Niveau 2** : Contrôle des anomalies d'exploitation et détection des défaillances humaines et techniques
- **Niveau 3** : Maintien des accidents dans les limites fixées à la conception à l'aide des systèmes et des procédures de sauvegarde et de prévention.
- **Niveau 4** : Maîtrise des conditions sévères par la prévention de la progression des accidents, et limitation des conséquences radiologiques par la gestion de l'accident.
- **Niveau 5** : Réduction des conséquences radiologiques par une réponse d'urgence (organisation de crise)

L'annexe 2 illustre les étapes et procédure de chaque niveau, ainsi que les moyens mis en place à La prise en compte du concept de défense en profondeur implique l'existence de 3 barrières de confinement des produits radioactifs contenus dans le cœur du réacteur [11] :

La gaine qui enveloppe les crayons de combustible : elle retient les produits radioactifs créés dans les pastilles du combustible. Une mauvaise évacuation de la chaleur entraînerait la rupture des gaines, voir la fusion plus ou moins importante des pastilles.

Le circuit primaire : les crayons combustibles sont constamment refroidis par l'eau primaire qui circule en circuit fermé entre le cœur et les boucles des générateurs de vapeur. Le circuit primaire constitue une deuxième enveloppe capable de retenir la dispersion des produits radioactifs contenus dans le combustible si les gaines sont défaillantes.

L'enceinte de confinement : elle est constituée par le bâtiment en béton qui abrite le circuit primaire.

2.3 Sureté nucléaire

2.3.1 Définition

Si la sécurité nucléaire vise à se prémunir de l'ensemble des risques liés à l'utilisation de l'énergie nucléaire (y compris, par exemple, la lutte contre la malveillance), la sûreté nucléaire limite son champ à la prise en compte du risque de dispersion de produits radioactifs, lié à l'exploitation des installations. Elle peut donc se définir ainsi : la sûreté désigne l'ensemble des dispositions techniques et organisationnelles, prises à tous les stades de la vie d'une installation, pour que son fonctionnement présente des risques jugés acceptables, pour le personnel, le public et l'environnement. Il s'agit donc à la fois :

- D'assurer le fonctionnement normal de l'installation en limitant, autant que possible, la production d'effluents et de déchets radioactifs, ainsi que l'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants ;
- De prévenir les incidents et les accidents ;
- Dans l'hypothèse de survenue de telles situations, malgré les mesures prises pour les éviter, de limiter les effets (mitigation) de la dispersion incontrôlée de produits radioactifs sur les populations et l'environnement [5].

2.3.2 Les trois fonctions de sûreté

La sûreté se base sur trois (03) principales fonctions qui recouvrent la totale des risques qui peuvent être engendrés [15], la figure 2.2 explique ces trois fonctions de sûreté

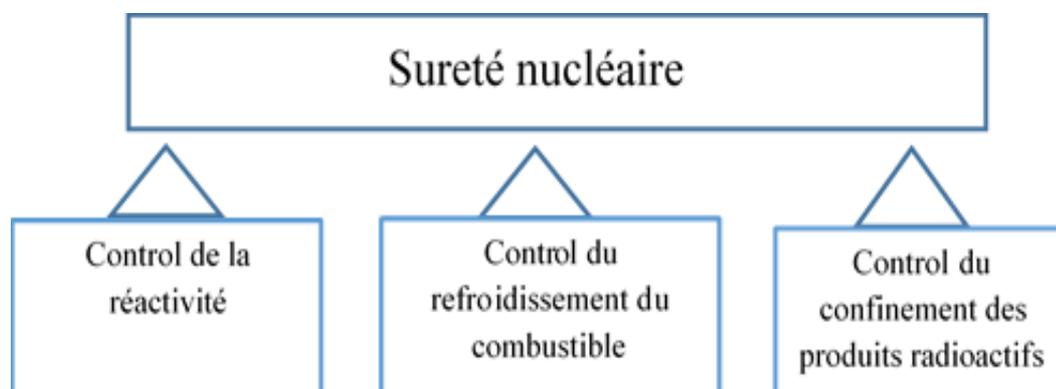


Figure 2. 2 Les trois fonctions de sûreté

2.4 La sûreté et la conception

En l'absence de mesures de protection, certaines agressions peuvent créer des défaillances, leur prise en compte peut avoir des conséquences importantes sur le dimensionnement des installations ou sur la conception générale [17].

2.4.1 Les agressions d'origine externe

En présence d'une multitude d'agressions d'origine externe, l'AIEA a défini quatre (04) évènements :

- Séisme
- Chutes d'avion
- La probabilité de dégagement de substances radioactives à la suite d'une chute d'avion sur l'installation.
- Inondations d'origine externe

2.4.2 Les agressions d'origine interne

Selon les documents de l'AIEA, notamment le SSG-3 : Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, et le guide SSG-20 : Safety Assessment for Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report, une liste exhaustive des évènements initiateurs internes pouvant causer des accidents nucléaires dans les divers installations nucléaires est dressée dans ces guides. Cette liste englobe les évènements déclencheurs suivants [10]:

Perte de l'alimentation électrique (LOEP)

- Perte de puissance électrique normale.

Insertion de réactivité en excès (RIA):

- Criticité lors de la manipulation et du chargement du combustible (en raison d'une erreur dans l'insertion du carburant);
- Défaillance d'autres dispositifs de contrôle de la réactivité (tels qu'un modérateur ou un réflecteur);
- Les positions des barres non équilibrées ;
- Défaillance ou effondrement des composants structurels ;
- Insertion d'eau froide ;

- Influence par des expériences et des dispositifs expérimentaux (par exemple, inondation ou miction, effets de la température, insertion de matière fissile ou retrait du matériau absorbant);
- Marge d'arrêt insuffisante ;
- Éjection involontaire des barres de contrôle ;
- Les erreurs de maintenance avec les dispositifs de réactivité ;

Perte de débit (LOFA):

- Défaillance de la pompe primaire;
- Réduction de l'écoulement du réfrigérant primaire (par exemple en raison de la défaillance d'une soupape ou d'un blocage dans la tuyauterie ou un échangeur de chaleur);
- Blocage du canal de carburant;
- Une mauvaise distribution de l'alimentation due, à des expériences;
- Réduction de l'écoulement du liquide de refroidissement en raison du contournement du cœur;
- Déviation de la pression du système à partir des limites spécifiées;
- Dissipation thermique (par exemple en raison de la défaillance d'une vanne ou d'une pompe, ou d'un endommagement d'un système).

Perte de liquide de refroidissement (LOCA):

- Rupture de la limite primaire du liquide de refroidissement;
- Dommage à la piscine;
- Pompe de la piscine;
- Défaillance de tubes à faisceau ou d'autres pénétrations.
- Manipulation erronée ou dysfonctionnement de l'équipement ou des composants:
- Défaillance de la gaine d'un élément combustible;
- Défaillance d'un système de refroidissement d'urgence;

Événements internes spéciaux:

- Les incendies ou explosions internes, y compris les missiles générés en interne;
- Inondation interne
- La perte des systèmes auxiliaires;
- Chute de charges lourdes;

- Possibilité d'intégrité des récipients sous pression;
- Mal fonction pendant une expérience de réacteur;
- L'accès inadéquat des personnes aux zones réglementées;
- Réactions chimiques exothermiques;
- Compatibilité électromagnétique;

Dans le cas d'un incendie interne, objet d'évaluation dans ce travail, il est montré dans le tableau 2.1, l'adoption du principe de défense en profondeur comme suit [1]:

Tableau 2. 1 Principe de défense en profondeur pour faire face à un incendie interne.

Nature	Prévention	Surveillance	Moyen d'action
Incendie interne	<ul style="list-style-type: none"> • Utilisation de matériaux peu ou non combustible • Respect des règles d'installation particulières • Fractionnement des potentiels calorifiques (sectorisation ou définition de secteurs de feu) 	Répartition dans divers locaux de détecteurs de fumée, flamme, de variation ou de seuil de température en fonction de la nature du risque encouru.	<ul style="list-style-type: none"> • Moyen de lutte adaptés • Equipe d'intervention sans attendre l'arrivée des pompiers • Fiches Action Incendie (FAI) utilisées par l'équipe de conduite
Source : IAEA-TECDOC-1421 : Experience gained from fires in nuclear power plants			

2.5 La sûreté de fonctionnement, un outil de la sûreté nucléaire

La sûreté de fonctionnement s'intéresse à l'étude des comportements des systèmes dans le temps par des méthodes probabilistes [5]. L'étude de fonctionnement est généralement développée pour définir les défaillances, et les interventions sur le système qu'il faut apporter. Par la suite les principales notions du domaine d'étude sont définies.

2.5.1 Défaillance

Une défaillance (*failure*) est la cessation du système à accomplir la fonction pour laquelle il a été conçu [17]. Un système est déclaré défaillant lorsque ses grandeurs caractéristiques évoluent en dehors des tolérances définies lors de la conception (Figure 2.3)

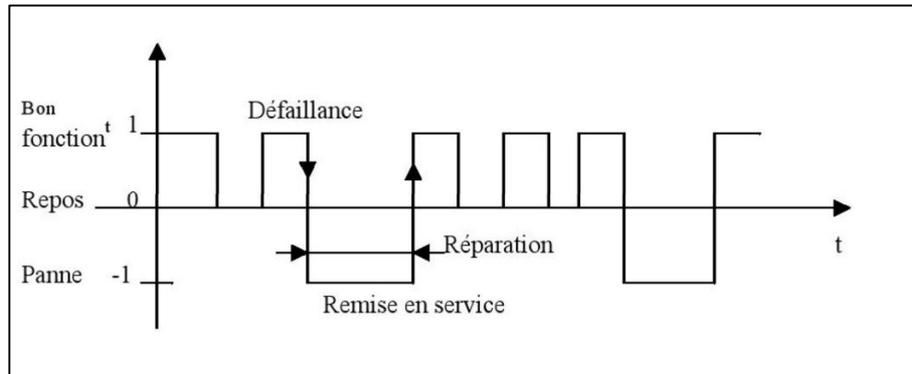


Figure 2. 3 : Illustration d'une défaillance dans le temps

2.5.2 La Fiabilité (Reliability) $R(t)$

C'est l'aptitude (la probabilité) d'une entité à accomplir une fonction requise pendant un intervalle de temps donné, dans des conditions données (NORME X60—500). L'entité peut être un composant, un système, un réseau ou même un logiciel. On distingue [18]:

- **La fiabilité estimée ou intrinsèque** : c'est la fiabilité mesurée au cours d'essais spécifiques effectués dans le cadre d'un programme d'essai entièrement défini
- **La fiabilité prévisionnelle** : elle est obtenue à partir d'un modèle mathématique connaissant la fiabilité estimée de ces composants (modèles déductifs). Les propriétés du système complet sont déduites d'une connaissance détaillée des propriétés de ses composants.
- **La fiabilité opérationnelle** : c'est la fiabilité mesurée sur des dispositifs en exploitation normale. Elle dépend des conditions réelles d'utilisation et du support logistique.

2.5.3 Etude de fiabilité d'un Système

L'étude de la fiabilité d'un système comprend trois phases importantes [17] :

- Une phase d'analyse débute par un diagramme de fonctionnement qui fait apparaître les différents constituants du système susceptibles de compromettre (exposer, risquer) la

fonction du système. Pour chaque composant on détermine les modes de défaillances et on recense toutes les causes,

- Une phase d'estimation des probabilités d'apparition des défaillances,
- Une phase de prévision ou d'estimation de la fiabilité du système.

❖ **Taux de défaillance**

Le taux de défaillance représente la probabilité d'avoir une défaillance entre (t, t + dt), sachant qu'il n'y a pas eu de défaillance entre sur [0, t]. Il représente l'intensité de défaillance en fonction du temps. C'est la probabilité conditionnelle, divisée par dt, de tomber en panne entre t et t + dt sachant qu'au temps t l'entité n'est pas défaillante. En appliquant le théorème des probabilités conditionnelles, si dt est petit [17]:

$$\lambda(t) = - \frac{1}{R(t)} \frac{dR(t)}{dt} \dots\dots\dots (2.1)$$

R(t) : fonction de fiabilité.

t : temps.

λ(t) : taux de défaillance.

2.5.4 Fiabilité des systèmes

❖ **Système en série**

On dit qu'un système est un système en série d'un point de vue fiabilité si le système tombe en panne lorsqu'un seul de ses composants est en panne [17].la figure 2.4 illustre un système monté en série



Figure 2. 4 : Schéma d'un système en série.

❖ **Système en parallèle**

On dit qu'un système est un système en parallèle d'un point de vue fiabilité si le système tombe en panne lorsqu'un ou plusieurs de ses éléments tombent en panne et ne tombent pas en panne [19] la figure2.5 montre un système monté en parallèle:

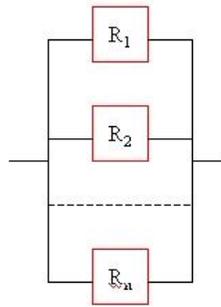


Figure 2. 5 : Schéma d'un système en parallèle

2.5.5 Disponibilité

La norme NF EN 13306 définit la disponibilité comme « L'aptitude d'une entité à être en état d'accomplir une fonction requise dans des conditions données, à un instant donné ou pendant un intervalle de temps donné, en supposant que la fourniture des moyens extérieurs nécessaires de maintenance soit assurée »

Les grandeurs moyennes associées à la disponibilité les plus courantes sont [17] :

- ❖ **MUT mean up time** : Durée moyenne de fonctionnement après la réparation et la défaillance suivante.
- ❖ **MDT mean down time** : Durée moyenne entre une défaillance et la remise en état suivant.
 - La figure 2.6 donne la comparaison entre la disponibilité et la fiabilité.

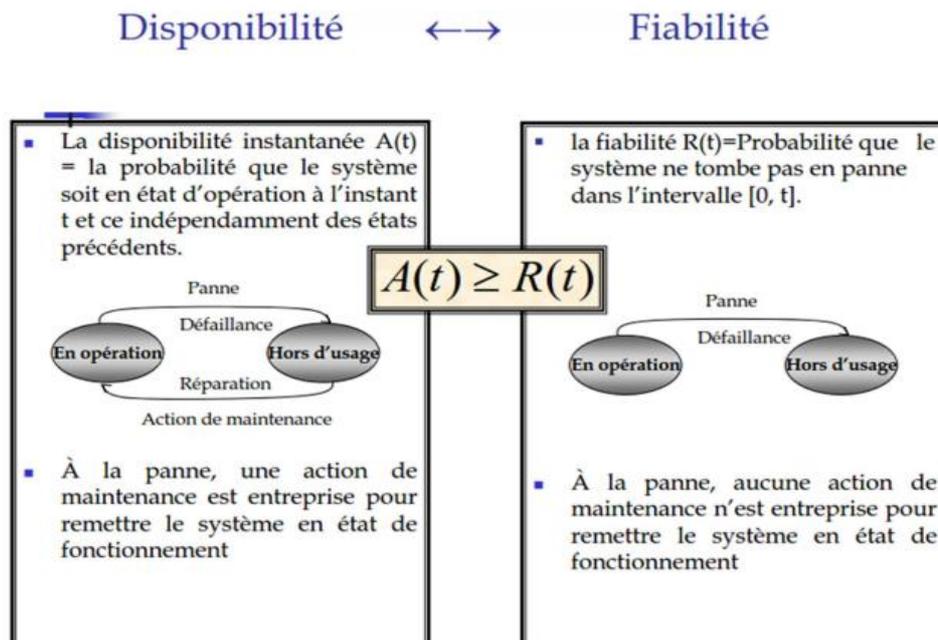


Figure 2. 6 : Comparaison entre la disponibilité et la fiabilité

2.5.6 Maintenabilité

Suivant la norme CEN 13306, elle se définit par [17]: « Dans des conditions données d'utilisation, la maintenabilité est l'aptitude d'un bien à être maintenu ou rétabli dans un état où il peut accomplir une fonction requise, lorsque la maintenance est accomplie dans des conditions données, en utilisant des procédures et des moyens prescrits »

La maintenabilité **A** d'une entité réparable est caractérisée par une probabilité **M (t)** que la maintenance d'une entité **E** accomplie dans des conditions données, avec des procédures et des moyens prescrits, soit achevée au temps **t**, sachant que **E** est défaillante au temps **t = 0**

❖ Taux de réparation $\mu(t)$

On appelle taux de réparation $\mu(t)$ d'un système réparable au temps **t** la probabilité que l'entité soit réparée entre **t** et **t+dt** sachant qu'elle n'était pas réparée sur l'intervalle **[0, t]**. ($\mu(t) = P$ (entité réparée sur **[t, t + dt]** sachant qu'elle n'était pas réparée sur **[0, t]**) [18].

2.5.7 Principales lois de calcul des défaillances

❖ 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 [12].

Le taux de défaillance (λ) et taux de réparation (μ). On considère que le composant opérant en continu donc le taux de défaillance (*lambda*) et le taux de réparation (μ) sont constant. La probabilité de défaillance s'exprime par la formule suivante :

$$F(t) = \frac{\lambda}{\lambda + \mu} (1 - e^{-(\lambda + \mu)t}) \dots \dots \dots (2.2)$$

❖ Le temps entre essais

Dans l'objectif 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 de loi de fiabilité 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 (λ) et le temps entre essais (**TI**), la probabilité de défaillance s'exprime par [17]:

$$F(t) = 1 - \frac{1}{\lambda \cdot TI} (1 - e^{(\lambda)TI}) \dots \dots \dots (2.3)$$

Avec TI : le temps entre essai des composants.

❖ **La loi constante**

La loi Constante correspond aux éléments dont la probabilité de défaillance est constante et s'exprime par [19] :

$$F(t) = \lambda \dots \dots \dots (2.4)$$

❖ **Le temps de mission**

La probabilité de défaillance est calculée en fonction du taux de défaillance (λ) et le temps de mission (**TM**) suit une distribution exponentielle, elle s'exprime par [19] :

$$F(t) = 1 - e^{-\lambda TM} \dots \dots \dots (2.5)$$

❖ **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 (λ) et s'exprime par la formule suivante [17] :

$$F(t) = 1 - e^{-\lambda t} \dots \dots \dots (2.6)$$

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

Pour finir, ce chapitre illustre les différents aspects de la sureté, et ces bases, ainsi qu'une vue d'ensemble sur les lois de sureté de fonctionnement. Cela nous servira pour bien comprendre les différents aspects de la sureté et les fonctions utilisées pour calculer les différentes défaillances.

Après avoir introduit la sureté et ses aspects, ainsi que les lois de fonctionnement, le chapitre 3 nous emmène à découvrir les études probabilistes de sureté.

CHAPITRE 3 : LES ETUDES PROBABILISTES DE SURETE

Ce chapitre est une partie théorique introductrice de notre travail, qui couvre les notions des études probabilistes de sûreté, leurs niveaux d'études, les études probabilistes de sûreté dans le cas d'incendie, ainsi que les méthodes d'analyse de risque sur lesquelles se basent les EPS.

3.1 Les études probabilistes de sûreté

3.1.1 L'évaluation probabiliste de sûreté

L'évaluation probabiliste de sûreté fournit un modèle cohérent et intégré dans la sûreté des installations nucléaires. C'est un outil conceptuel et mathématique pour dériver des évaluations numériques de risque pour les installations nucléaires (et les installations industrielles en général). En conséquence, l'EPS offre un cadre rigide sur lequel la sûreté a relié des décisions. Elle permet des changements de différents secteurs de conception et de technologie d'une installation nucléaire, à comparer à une base commune, en termes de grande ligne d'évaluation quantitative du risque [1].

Les EPS diffèrent des analyses déterministes traditionnelles comme précédemment mentionné, parce qu'elle fournit une approche méthodique à identifier les ordres d'accidents qui peuvent résulter d'une large gamme à partir des événements initiateurs. Elle inclut la détermination systématique et réaliste des fréquences et des conséquences d'accidents, et vise autant que possible d'être dans les règles de meilleures estimations. Ce dernier rapport dépend de la quantité, du type d'informations disponibles pour l'usage dans l'EPS, et dans beaucoup de secteurs [10].

L'avantage principal des EPS est qu'elles fournissent des perspicacités importantes de sûreté en plus de celles fournies par n'importe quelle analyse déterministe. Celles-ci incluent des perspicacités dans la conception des installations, l'exécution et l'opération aussi bien que des incidences sur l'environnement, et l'identification des contribuant dominants de risque.

3.1.2 Objectifs des EPS

Les EPS ont principalement trois objectifs de sûreté, ils sont les suivants [10]:

- Identifier et tracer la combinaison des événements qui peuvent mener à un accident grave.
- Évaluer la probabilité prévue de l'occurrence de chaque combinaison.
- Évaluer les conséquences.

3.1.3 Niveaux d'analyse

Le développement des EPS au cours des années a mené à ce que trois niveaux traditionnellement et internationalement de l'analyse sont admis [1].

▪ Niveau 1

C'est l'initial et le niveau de base d'une EPS. Ce niveau fournit une évaluation de la conception des installations et de l'opération se concentrant sur des ordres d'accidents qui pourraient mener à causer des dommages. C'est la partie des EPS qui peut fournir des perspicacités principales dans des forces et des faiblesses de conception, comme des manières d'empêcher les dommages de noyau, qui dans la plupart des cas seraient un précurseur aux accidents menant aux dégagements radioactifs principaux avec des conséquences potentielles sur la santé et l'environnement.

▪ Niveau 2

Ce niveau des constructions d'analyse sur les analyses déjà entreprises dans l'étude du niveau 1. Le niveau 2 également dresse les phénomènes des accidents des dommages du noyau mais fait ainsi en termes de réponse de la retenue. Cette analyse évalue la réponse de la retenue aux charges physiques prévues résultant d'un ordre particulier d'accidents aussi bien, comme transport des radionucléides du noyau à l'environnement. Un niveau 2 des EPS fournit des perspicacités dans les importances relatives des ordres menant à creuser des dommages en termes de sévérité des dégagements de radionucléide qu'elles causent, aussi bien qu'accentuer des faiblesses et des améliorations de la réduction et de la gestion des accidents graves.

▪ Niveau 3

En plus de l'analyse entreprise pour une analyse du niveau 2, un plein niveau 3 des EPS de portée analyse également la dispersion des radionucléides à l'environnement environnant, analysant les effets potentiels sur l'environnement et la santé. Ce niveau d'analyse fournit des perspicacités dans l'importance relative à la prévention des accidents et la réduction en ce qui concerne les effets nuisibles sur la santé les ouvriers d'usine et le public et la contamination de la terre, de l'air, de l'eau, et des produits alimentaires.

❖ Détails sur le niveau 1 des EPS

Un niveau 1 des EPS peut être décomposé en diverses composantes, les plus importantes sont [7]:

- Définition de la portée des EPS.
- Rassemblement de l'information.

- Choix des événements initiateurs (IEs) à évaluer.
- La modélisation des systèmes.
- Acquisition et évaluation des données.
- Quantification des conséquences d'accidents.

Toutes les parties ci-dessus d'une EPS niveau 1 sont associées à de nombreuses techniques analytiques et méthodes. Elles seront discutées dans ce chapitre mais l'accent sera mis sur les méthodes liées à l'ordre d'accidents et à la modélisation des systèmes, à savoir les arbres d'événements et les arbres de défaillances.

3.2 Analyse du feu interne

3.2.1 Généralités

Les EPS niveau 1 pour le feu interne est l'analyse probabiliste des événements du feu se produisant sur l'emplacement de l'installation nucléaire et de leurs impacts potentiels sur la sûreté. En utilisant les modèles probabilistes, les EPS niveau 1 pour le feu interne devrait tenir compte de [19] :

- La possibilité d'un feu à tout endroit de l'usine.
- La diffusion potentielle du feu à d'autres endroits.
- Détection et extinction du feu.
- La possibilité de dommages de l'équipement dus à la mise en action des systèmes d'extinction du feu.
- L'impact aléatoire des échecs d'équipements et des erreurs humaines.

En particulier, l'impact de la fumée devrait être considéré à une EPS niveau 1 pour le feu interne en ce qui concerne ce qui suit :

- La fumée peut faire échouer les dispositifs électroniques.
- La probabilité d'erreur humaine peut être plus élevée due aux conditions environnementales peu communes imposées par l'événement du feu (la fumée, qui peut être toxique aussi bien qu'irriter simplement, et la chaleur).

L'approche des EPS niveau 1 pour le feu interne devrait être basée sur une analyse systématique de tous les endroits dans la limite de l'installation. Pour faciliter cet examen, l'usine devrait être subdivisée en unités physiques distinctes (compartiments de feu), qui sont alors contrôlées individuellement.

Le scénario du feu sera défini en termes de source d'allumage du feu et l'ampleur des dommages. Selon le niveau du détail de l'analyse, la fréquence liée à un scénario particulier du feu dépend de la fréquence d'allumage et la probabilité de la suppression du feu.

3.2.2 Tâches de l'EPS incendie

La méthodologie utilisée est basée sur le document de l'AIEA intitulé « Développement et application d'un système d'évaluation probabiliste de sûreté de niveau 1 pour les centrales nucléaires », Guide de sûreté spécifique SSG-3

❖ La collecte des données

Cette étape devrait se concentrer sur la collecte d'informations spécifiques à la sûreté incendie de l'installation. Les réévaluations des événements initiateurs doivent être faites d'un point de vue des conditions d'incendie.

❖ Sélection des équipements pour l'EPS incendie

Tous les équipements liés aux événements internes à modéliser sont répertoriés. Cette liste doit contenir des équipements dont les pannes induites par un incendie peuvent :

- Produire un événement initiateur
- Affecter les fonctions de sûreté susceptibles d'atténuer un événement déclencheur
- Affecter les actions de l'opérateur après l'occurrence d'un événement déclencheur
- Produire des signaux parasites pouvant mener à d'autres situations dangereuses.

❖ Analyse des locaux coupe-feu

En tenant compte des mesures de protection passive contre le feu, le bâtiment est séparé en différents locaux résistants au feu et à l'intérieur des locaux les différentes cellules. Tous les bâtiments de l'installation et leurs structures, ainsi que les éléments résistants au feu, sont systématiquement examinés. Les locaux liés aux événements internes sont pris en compte pour les étapes d'analyse suivantes et ceux qui ne sont pas liés sont rejetés.

Les locaux coupe-feu devraient être caractérisés par [10]:

- Leurs barrières physiques (murs, portes, étanchéité de pénétration, etc.)
- Systèmes de protection contre l'incendie présents
- La résistance au feu de l'enceinte du compartiment

- Les composants et les câbles présents dans le compartiment
- Les compartiments coupe-feu adjacents et leurs connexions
- Connexions du système de ventilation
- La charge d'incendie
- Sources potentielles d'inflammation
- Niveau d'occupation
- Accessibilité au compartiment

3.2.3 Sélection des scénarios

La sélection des scénarios d'incendie se fera sur trois étapes, une étape qualitative, la deuxième sera quantitative surestimée, et une dernière analyse détaillée des scénarios.

❖ **Elimination des scénarios en fonction de leur impact**

Les scénarios d'incendie qui ne sont pas significatifs, en raison de leur impact, sont éliminés qualitativement. L'analyse commence par l'identification des compartiments critiques et la spécification de scénarios d'incendies potentiels conservateurs. Un compartiment peut être écarté si son impact potentiel sur la sûreté est négligeable car la charge d'incendie est inférieure à un niveau spécifié où les conditions suivantes sont remplies [12] :

- Il n'y a aucun équipement qui pourrait causer un événement initial ou exiger un arrêt manuel.
- Il n'y a aucun équipement relatif à la sûreté, ni ses câbles ou ses systèmes de soutien.
- Le potentiel de propagation d'incendie à d'autres compartiments dotés d'équipements liés à la sûreté est très faible.

Pour cette étape de l'analyse, il est supposé la défaillance de tous les composants exposés au feu et la défaillance des systèmes de détection et d'extinction. Pour limiter le nombre de combinaisons considérées, la fiabilité et l'efficacité des éléments ignifuges peuvent être considérées.

❖ **Elimination des scénarios basés sur la fréquence de contribution aux endommagements du cœur**

L'élimination des scénarios basée sur la fréquence de contribution aux endommagements du cœur concerne ceux qui ont passé le premier processus d'élimination mais cette fois de manière quantitative. Le rejet de ces scénarios se fait en les analysants de manière simple mais conservatrice. Il est calculé la fréquence avec laquelle un événement interne se produit et la

non-disponibilité possible des fonctions de sûreté requises en cas d'incendie. Comme au point précédent, il est considéré que tous les équipements exposés au feu sont endommagés et que les systèmes de protection incendie actifs ne sont pas pris en compte.

❖ Les scénarios retenus

Pour les scénarios qui ne sont pas écartés ni par leur faible impact, ni par leur faible contribution à la fréquence d'endommagement du cœur, une analyse détaillée du feu est effectuée [19]. Cette analyse vise à réduire le niveau de conservatisme pour ces scénarios d'incendie. Les systèmes actifs et passifs de protection contre l'incendie, la position de l'équipement en matière de sûreté, les sources d'inflammation et la propagation du feu sont pris en compte.

3.3 Les méthodes d'analyses utilisées dans les EPS

Les EPS se basent essentiellement sur des méthodes d'analyse de risque quantitative, que l'on peut trouver dans l'industrie. La particularité de ces méthodes est la nécessité de grandes bases de données. Les méthodes d'analyse utilisées seront introduites et expliquées.

3.3.1 Arbre de défaillances

L'analyse par arbre de défaillances est une méthode de type déductif. En effet, il s'agit, à partir d'un événement redouté défini a priori, de déterminer les enchaînements d'évènements ou combinaisons d'évènements basiques pouvant finalement conduire à cet événement redouté. Cette analyse permet de remonter de causes en causes jusqu'aux évènements de base susceptibles d'être à l'origine de l'évènement redouté. Les évènements de base correspondent généralement aux [18] :

- Évènements élémentaires qui sont suffisamment connus et décrits par ailleurs pour qu'il ne soit pas utile d'en rechercher les causes. Ainsi, leur probabilité d'occurrence est également connue.
- Évènements ne pouvant être considérés comme élémentaires mais dont les causes ne seront pas développées faute d'intérêt,
- Évènements dont les causes seront développées ultérieurement au gré d'une nouvelle analyse par exemple,
- Évènements survenant normalement et de manière récurrente dans le fonctionnement du procédé ou de l'installation.
- Quelle que soit la nature des éléments de base identifiés, l'analyse par arbre des défaillances est fondée sur les principes suivants :

- Ces évènements sont indépendants,
- Ils ne seront pas décomposés en éléments plus simples faute de renseignements, d'intérêt ou bien parce que cela est impossible,
- Leur fréquence ou leur probabilité d'occurrence peut être évaluée.

Ainsi, l'analyse par arbre des défaillances permet d'identifier les successions et les combinaisons d'évènements qui conduisent des évènements de base jusqu'à l'évènement indésirable retenu. Les liens entre les différents évènements identifiés sont réalisés grâce à des portes logiques (de type « ET » et « OU » par exemple). Cette méthode utilise une symbolique graphique particulière qui permet de présenter les résultats dans une structure arborescente. Les conventions de présentation sont proposées dans la norme *CEI 61025 :1990 « Analyse par Arbre de Panne (APP) »*. A l'aide de règles mathématiques et statistiques, il est alors théoriquement possible d'évaluer la probabilité d'occurrence de l'évènement final à partir des probabilités des évènements de base identifiés.

L'analyse par arbre des défaillances d'un évènement redouté peut se décomposer en trois étapes successives [9]:

- Définition de l'évènement redouté étudié,
- Elaboration de l'arbre,
- Exploitation de l'arbre.

Exemple d'un arbre de défaillances :

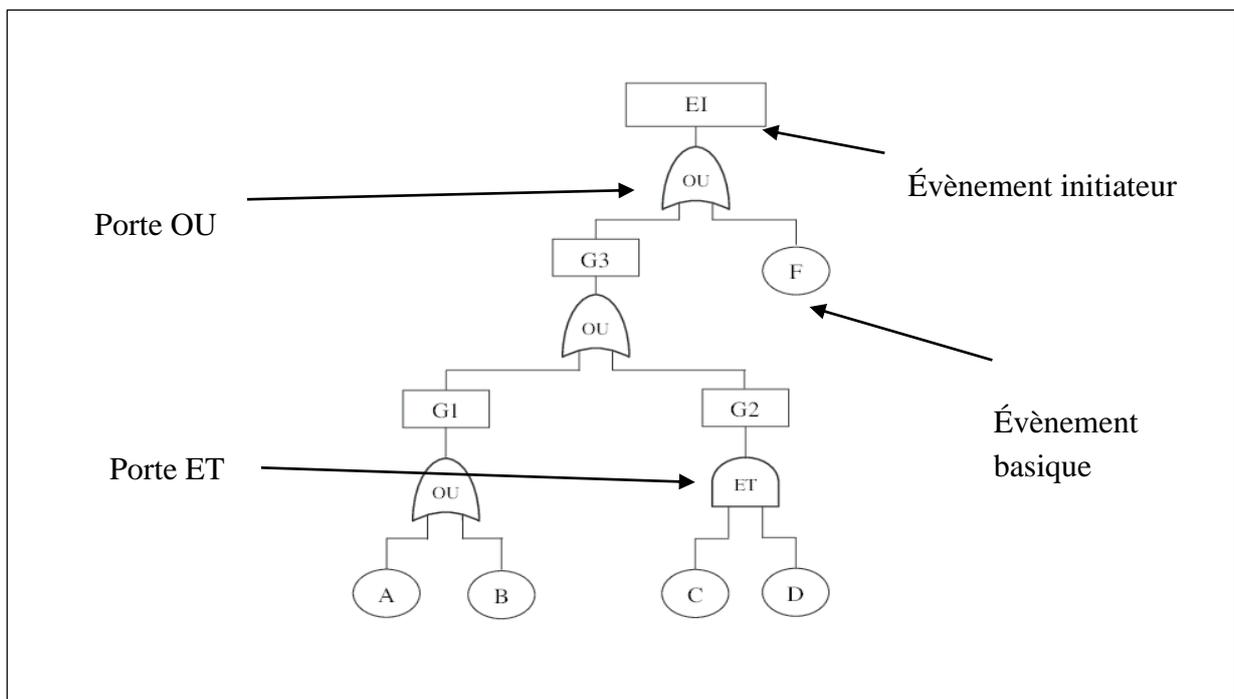


Figure 3. 1 : Exemple d'un arbre de défaillances [10]

3.3.2 Les arbres d'évènements

Après avoir introduit la première méthode d'analyse utilisée, la deuxième est celle de l'arbre d'évènements. Ces méthodes sont généralement utilisées côte à côte dans l'analyse probabiliste de risque [17].

❖ Objectif

L'objectif est de décrire les scénarios d'accidents à partir d'un événement initiateur. Cette méthode est appropriée lorsque le fonctionnement du système étudié est approximativement chronologique, mais discret. Le fonctionnement du système est qualifié de « discret » dans le sens où les événements considérés sont ponctuels dans le temps. Cette méthode permet de comparer l'efficacité de différentes mesures (de prévention ou de protection) dédiées à la réduction de l'impact d'un événement initial [17].

❖ Démarche

Les arbres d'évènements sont conventionnellement construits horizontalement, à partir de la gauche, c'est-à-dire à partir de l'événement initial. Le développement de l'arbre se fait alors chronologiquement, en étudiant le comportement de chaque élément. Un scénario ou un système est formé de plusieurs éléments qui se combinent pour prévenir les conséquences graves. Les arbres d'évènements permettent de déterminer l'enchaînement des événements ainsi que le résultat final : succès ou échec. Les arbres d'évènements sont donc en général binaires, les événements étant supposés soit arrivés, soit non.

La figure 3.2 représente un arbre d'événement pour lequel on retient la branche supérieure si le système est dans un état opérationnel quand il est sollicité. L'événement initiateur initie le scénario. Les actions correctrices de l'événement générique peuvent atténuer ou aggraver l'événement initiateur. Une branche particularise les événements génériques en fonction du passé et en fonction des conditions initiales de la séquence. Une séquence est un chemin qui conduit aux conséquences acceptables ou inacceptables.

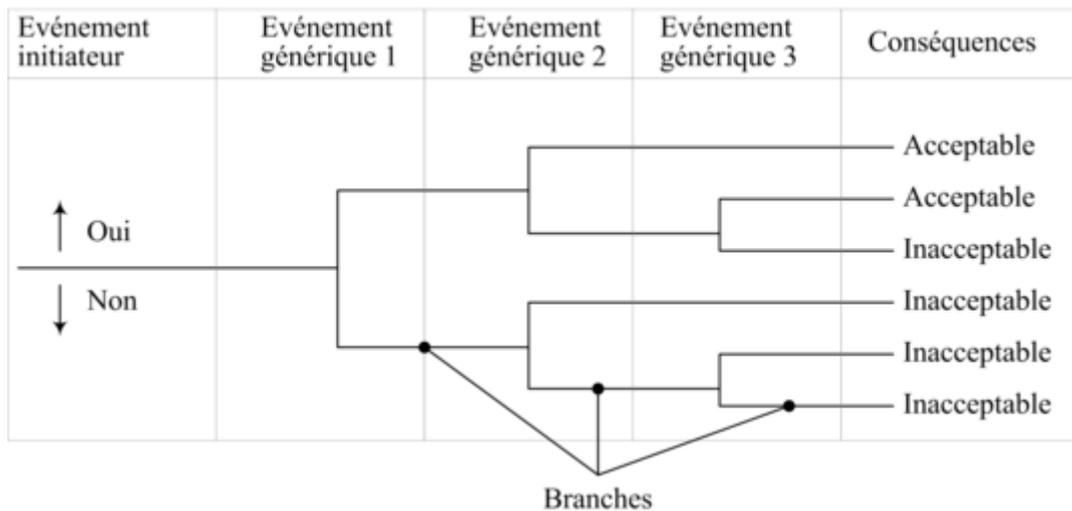


Figure 3. 2 : Schématisation d'un arbre d'événements [18].

L'évaluation quantitative des arbres d'événements est simple et rapide. Connaissant pour tous les événements les probabilités de se trouver dans une configuration échec ou défaillance, il est facile de calculer la probabilité d'apparition d'un des scénarios de défaillances.

Plus précisément, la méthode se déroule en six phases :

- Identifier l'événement initiateur : ce peut être la défaillance d'un système, d'un sous-système, d'un composant, ou un événement extérieur. On détermine ensuite quantitativement la fréquence d'apparition de cet événement.
- Identifier les mécanismes de prévention, systèmes automatiques de sécurité, alarmes opérateurs, actions de l'opérateur, barrières de sécurité, etc. Leur efficacité s'évalue au travers d'une probabilité de succès / échec.
- Construire l'arbre, de la gauche (événement initiateur) vers la droite (conséquences) en enchaînant les mécanismes de prévention représentés par des branches : branche supérieure pour le succès, branche inférieure pour l'échec. L'objectif en termes de finesse du niveau de conséquences intervient lors de cette phase :
 - On peut avoir un objectif limité aux questions de sécurité : possibilité d'accident grave (explosion par exemple) ou non ? ;
 - On peut avoir un objectif un peu plus détaillé : possibilité d'accident grave, production dégradée, production nominale et sans accident ;
 - On peut avoir un accident beaucoup plus détaillé : possibilité d'accident grave, possibilité d'accident bénin, arrêt de la production, perte de plus de 80% de la

production, perte de 30 à 80% de la production, perte de production inférieure à 30%, retard supérieur à la journée, retard inférieur à la journée, production nominale, par exemple :

- ✓ Estimer les probabilités de chaque branche.
- ✓ Estimer les probabilités de chaque conséquence par combinaison des probabilités des branches.
- ✓ Hiérarchiser les conséquences par probabilités.

Deux utilisations de l'arbre obtenu sont alors possibles :

L'approche déductive : Une fois l'arbre construit, il est réduit, c'est-à-dire que certaines séquences sont supprimées en raison de leur incohérence. L'arbre des conséquences «systèmes» est déduit en remplaçant dans l'arbre précédent les fonctions par les systèmes de sûreté correspondants. Il est souvent utile de revoir l'ordre des événements génériques en raison des interactions entre fonctions de sûreté, ce qui permet également de simplifier l'arbre. La mise en ordre est guidée par les aspects temporels, les interactions fonctionnelles et les interactions entre systèmes élémentaires. Une simplification à l'aide de l'algèbre booléenne est également possible [12].

L'approche inductive : Elle permet la sélection des événements initiateurs et ensuite l'élaboration des arbres des conséquences. La simplification des arbres des conséquences est réalisée sur les mêmes critères et à l'aide des méthodes de l'approche déductive.

❖ Intérêts et limites

Cette méthode est basée sur une démarche naturelle très facile à s'approprier. Elle permet la recherche de tous les enchaînements d'événements (événements qui doivent être binaires : fonctionnement / panne). La qualité des conclusions dépend de la qualité et de l'exhaustivité de la liste des éléments et comportements potentiels du système pris en compte [17].

Le chiffrage dépend de la disponibilité et de la précision des probabilités des alternatives élémentaires. Il permet d'estimer l'influence d'un facteur en faisant varier sa probabilité de réalisation, de suivre le déroulement d'un scénario accidentel et d'évaluer l'influence des barrières mises en œuvre sur la fréquence des conséquences. Associé aux arbres de défaillance,

il permet de connaître le nombre d'événements intermédiaires indispensable pour conduire à l'événement redouté (coupe(s) minimale(s)).

Les facteurs d'aggravation peuvent se confondre avec des défaillances. La détermination des facteurs d'aggravation dépend fortement des connaissances de l'analyste. Elle ne permet cependant pas la prise en compte des opérations d'entretien (non chronologique, puisqu'une réparation conduit le système dans un état antérieur à l'état considéré).

Dans ce chapitre nous avons abordé la notion des études probabilistes de sûreté, leurs niveaux et puis nous avons introduit les EPS dans le cas d'un incendie. Cette première partie de ce chapitre nous sera utile pour le développement des EPS des événements initiateurs, et les EPS incendie. La deuxième partie a été consacrée aux méthodes et outils utilisées dans notre étude, à savoir les arbres de défaillances (ADD) et les arbres d'évènement (ADE).

Le chapitre suivant sera consacré à la première étape de l'implémentation des EPS incendie, elle portera sur le choix des événements initiateurs, la recherche des causes et le développement des séquences accidentelles.

CHAPITRE 4 :
IMPLEMENTATION D'UNE
EPS DANS UNE INSTALATION
NUCLEAIRE DE BASE

Ce quatrième chapitre concerne l'implémentation d'une étude probabiliste de sûreté dans le réacteur nucléaire de recherche modèle choisi. Le travail débute par l'analyse des systèmes d'un réacteur de recherche modèle ayant une puissance choisie égale à 03 MW. Cette installation de base, objet de l'étude, repose sur la conception de base de réacteur NUR.

L'implémentation de l'étude probabiliste de sûreté en cas d'incendie interne sera entamée dans un premier temps par l'élaboration d'une étude probabiliste de sûreté sans incendie. L'effet de l'incendie sur les scénarios accidentels retenus sera analysé ultérieurement. Les résultats de cette première étude fourniront les données d'entrées pour l'étude de sûreté des évènements initiateurs induits par un incendie interne.

La démarche adoptée débute par l'identification des évènements initiateurs d'accidents d'un réacteur de recherche modèle de 03 MW de puissance et dont les caractéristiques de sûreté sont extraites des différents guides de l'agence internationale de l'énergie nucléaire (AIEA) à savoir :

Le guide SSG 20: Safety Assessment for Research Reactors

Le guide SSG-3: Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear power plants IAEA 2010.

4.1 Choix des évènements initiateurs pouvant être initiés par un incendie

L'agence internationale de l'énergie Atomique (AIEA) a réalisé une liste d'évènements initiateurs qui peuvent survenir dans un réacteur de recherche, la liste est la suivante :

- La perte de réfrigérant (LOCA)
- La perte de la source froide du secondaire (LOHS)
- La perte du débit dans le circuit primaire (LOFA)
- La perte de l'énergie électrique (LOEP)
- Accident d'insertion de réactivité (RIA)

4.1.1 Sélection des évènements

En se basant sur la définition de chaque évènement nous avons établi une étude d'analyse des modes de défaillances et leurs effets sur l'installation des systèmes du réacteur (**Annexe 3**), dans le but de sélectionner les évènements qui peuvent être initiés par un incendie. Les résultats sont les suivants :

Les évènements internes suivants ont été analysés mais écartés, parce que leur occurrence comme une conséquence d'un incendie est non crédible à savoir :

- **Perte de réfrigérant (LOCA)**

Le LOCA induit par un incendie ne peut pas être produit, car les éléments du circuit primaire de refroidissement sont en acier et sont remplis d'eau en mouvement. La charge de feu à l'intérieur de la salle du réacteur est relativement faible.

- **Perte de source froide (LOHS)**

L'évènement de perte de source froide LOHS, est écarté aussi car il répond au même critère de LOCA c'est un évènement propre au circuit secondaire.

Les évènements internes suivants ont été identifiés comme pertinents pour notre étude à savoir :

- Perte d'énergie électrique LOEP
- Perte de débit dans le système de refroidissement LOFA
- Excès de réactivité RIA

Les résultats montrent que les évènements internes susceptibles d'être engendrés par un incendie sont LOFA, LOEP et RIA. Aussi, la première étude sera entamée par la quantification des évènements initiateurs par le biais des arbres de défaillances.

4.2 Quantification des évènements initiateurs

Pour évaluer ces trois évènements, la connaissance des évènements de base de chacun est indispensable. Pour cela chaque évènement initiateur sera traité à part en analysant les défaillances des évènements de base (les causes), pour remonter à l'évènement redouté central. (*Top event*).

Il est à signaler que cette partie se limitera à la quantification des évènements LOFA et RIA, par des arbres de défaillances. Dans le cas de l'accident de perte de l'alimentation électrique LOEP, il faut savoir que le système du réacteur est alimenté par des lignes venant de l'extérieur du site (par le fournisseur national de l'énergie électrique). Pour cette raison la

probabilité de défaillance n'est pas en relation avec les équipements du site, elle est directement établie avec le fournisseur.

Pour cela nous prenons directement la valeur admissible des coupeurs par an comme probabilité de cet évènement.

La valeur de 2 coupures par an est considérée comme la fréquence d'occurrence de cet évènement initiateur.

$$P(LOEP) = 2 \text{ coupures par an}$$

4.2.1 L'accident de perte de débit LOFA

Le refroidissement du cœur a été configuré d'une façon qui permet au débit de réfrigérant de circuler dans le circuit primaire, cette fonction est assurée par le système de refoulement de la pompe primaire.

Dont notre cas nous considérons que l'évènement LOFA est associé à une baisse de débit de réfrigérant due aux défaillances de la pompe primaire ou à l'obstruction de l'échangeur de chaleur.

La première partie de cette analyse commence par l'analyse des évènements de base de LOFA puis par un calcul de probabilité de défaillance en procédant à la cotation de chaque évènement de base.

4.2.2 Analyse des évènements de base de LOFA

En se basant sur la définition de cet évènement et sur la décomposition fonctionnelle de l'annexe 4 nous avons recensé les évènements de bases suivants :

- **Défaillance de la pompe primaire**

On associe une défaillance dans une pompe primaire à un de ses composants, ou à des défaillances en elle-même, à savoir :

- Cisaillement de l'arbre de la pompe primaire.
- Défaillance mécanique de la pompe.
- Défaillance du moteur.
- Défaillance de l'armoire électrique.

- **Obstruction de l'échangeur de chaleur du côté primaire**

L'obstruction de l'échangeur de chaleur du côté primaire pourrait survenir suite à une défaillance de cet équipement ou à la présence d'un objet isolé.

Il est à signaler que l'erreur humaine est écartée dans ce cas car la circulation dans les locaux du réacteur lors de son fonctionnement est strictement interdite.

❖ **Arbre de défaillance de l'évènement LOFA**

L'évènement LOFA déjà expliqué peut résulter des défaillances soit de la pompe primaire ou de l'obstruction de l'échangeur de chaleur, son arbre de défaillance est illustré dans l'annexe 5.

❖ **Modes et taux de défaillance des systèmes considérés pour le LOFA**

Après la construction de l'arbre d'évènements, l'étape qui suit est celle de la quantification, par des calculs probabilistes, pour cela une liste des taux de défaillances est réalisée en se basant sur les bases de données de l'AIEA .

Les modes et taux de défaillances de chaque évènement de base sont regroupés dans le tableau 4.1 suivant :

Tableau 4. 1 Les modes et taux de défaillances de chaque évènement de base de LOFA

Composant	Mode de défaillance	Taux de défaillance (h⁻¹)	Référence
Arbre de la pompe primaire	Cisaillement	$2,8.10^{-8}$	EXIDA
Armoire électrique	Défaillance au cours de l'opération,(un court-circuit)	$2,61.10^{-7}$	NUREG/CR-6928
Moteur électrique	Arrêts durant le fonctionnement	$3,53.10^{-6}$	NUREG/CR-6928
La pompe	Défaillance des composants mécaniques	$3,53.10^{-6}$	NUREG/CR-6928
L'échangeur de chaleur	Obstruction de l'échangeur de chaleur	$5,7.10^{-6}$	IAEA TECDOC-478

❖ Calcul de la probabilité d'occurrence de l'évènement LOFA

La probabilité d'occurrence de l'évènement LOFA est calculée suivant la logique de l'arbre de défaillances, par conséquent elle est égale à la somme des probabilités de défaillances de la pompe primaire et celle de l'échangeur de chaleur.

On admet que les composants du circuit primaire sont utilisés tout le long du fonctionnement du réacteur, sachant que ce dernier fonctionne 48 semaines par an avec 120 heures pour chacune. Cela donne un temps de mission de $TM=5760$ heures, le modèle utilisé pour le calcul de probabilité est le model du temps de mission.

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

▪ Probabilité de défaillance de la pompe

La probabilité de défaillance de cet équipement est calculée directement en utilisant la formule (2.5)

$$P(def de la pompe) = 1 - e^{-\lambda TM}$$

$$P(defaillance de la pompe) = 1 - e^{-(3,53 \cdot 10^{-6})(5760)}$$

$$P(defaillance de la pompe) = 2,01 \cdot 10^{-2}$$

Nous procédons de la même manière pour les autres composants, les résultats sont récapitulés dans le tableau 4.2

❖ Le calcul de la probabilité de l'évènement LOFA est :

$$P(LOFA) = P(pompe primaire) + P(\text{échangeur de chaleur})$$

$$+ P(\text{défaillance mécanique de la pompe})$$

$$+ P(\text{défaillance de l'armoire électrique}) + P(\text{défaillance du moteur})$$

$$+ P(\text{cisaillement de l'arbre})$$

$$P(LOFA) = P(pompe primaire) + P(\text{échangeur de chaleur}) = 7,25 \cdot 10^{-2}$$

▪ Récapitulation des résultats

Tableau 4. 2 Probabilité de défaillances des évènements de base intervenant dans l'évènement LOFA

Evènement de base	Paramètre De Fiabilité		
	Model de fiabilité	TM (heure)	Probabilité de défaillance (an ⁻¹)
Cisaillement de l'arbre	Temps de mission	5760	1,61.10 ⁻⁴
Défaillance de l'armoire électrique	Temps de mission	5760	1,50.10 ⁻³
Défaillance mécanique de la pompe	Temps de mission	5760	2,01.10 ⁻²
Défaillance du moteur	Temps de mission	5760	2,01.10 ⁻²
Défaillance de la pompe primaire			4,02.10⁻²
Obstruction de l'échangeur de chaleur		5760	3,23.10 ⁻²
La probabilité de l'évènements LOFA			7,25.10⁻²

4.2.3 Interprétation des résultats

Le calcul des probabilités de défaillances de l'évènement LOFA a donné des résultats de l'ordre de 10⁻², une valeur assez élevée pour une installation à haut risque.

L'importance de cette installation et le souci de la sûreté, nous amène à estimer les barrières existantes pour atténuer ce risque.

❖ Analyse des coupes minimales

Le tableau 4.3 illustre les coupes minimales calculées à l'aide du logiciel riskspectrum :

Tableau 4. 3 coupes minimales LOFA

Coupe minimale.	Probabilité
Défaillance du moteur de la pompe primaire	2,013E-02
Défaillance mécanique de la pompe	1,714E-02
Défaillance de l'armoire électrique de la pompe	1,503E-03
Obstruction de l'échangeur de chaleur	3,283E-04
Cisaillement de l'arbre de la pompe primaire	1,613E-04
TOTAL	3,88E-02

❖ Les contributions des coupes minimales dans LOFA

Le diagramme des contributions, représenté à la figure 4.1, nous montre que les défaillances les plus influentes dans l'occurrence de l'évènement LOFA sont liées directement au système de la pompe, -la pompe et le moteur électrique de la pompe.

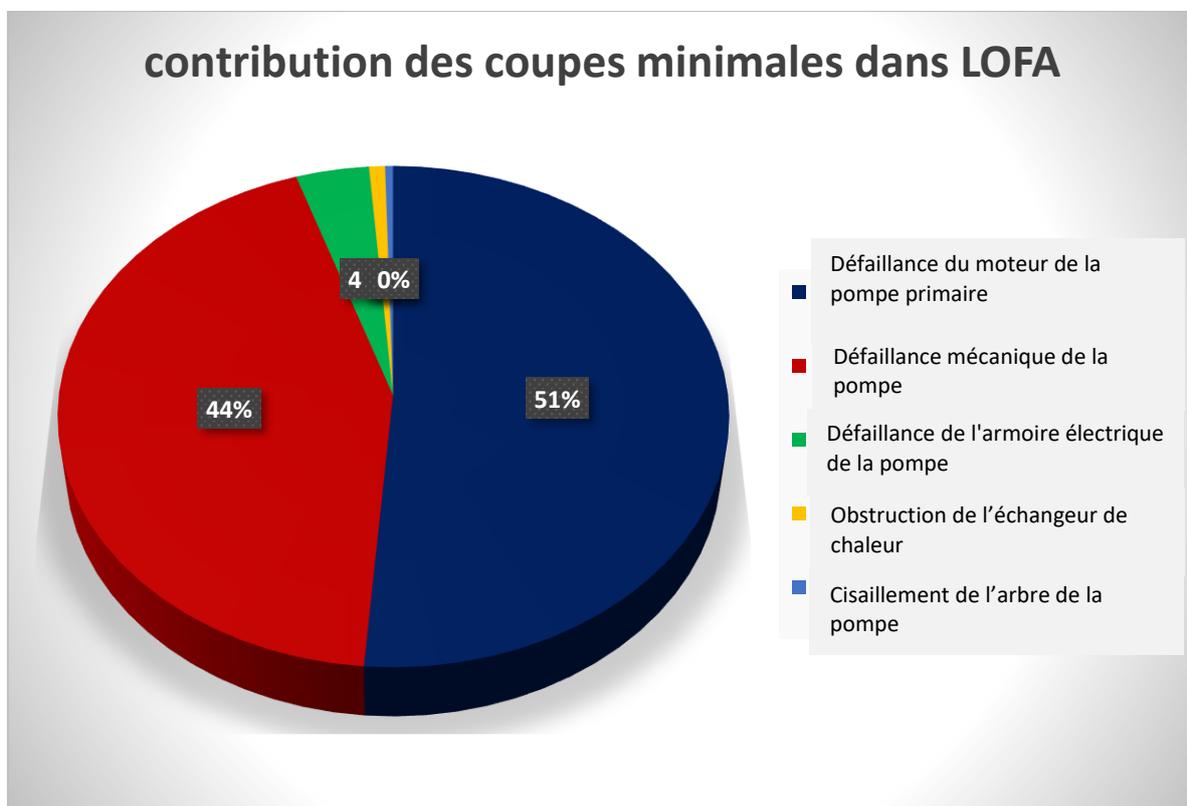


Figure 4. 1 Diagramme circulaire des coupes minimales dans LOFA.

Le diagramme des contributions nous montre que les défaillances les plus influentes dans l'occurrence de l'évènement LOFA sont liées directement au système de la pompe, -la pompe et le moteur électrique de la pompe.

4.3 Accident d'insertion de réactivité (RIA)

4.3.1 Analyse des évènements de base de RIA

L'évènement initiateur relatif à l'insertion de réactivité positive (Réactivité Insertion Accident) dans le cœur pendant le fonctionnement du réacteur à pleine puissance correspond à l'extraction simultanée de deux ou plusieurs barres de contrôle. Cet événement a la particularité de produire une réactivité positive dans le cœur à une vitesse très élevée.

De par la conception des moteurs qui contrôlent les barres de contrôle, ces derniers ne peuvent pas les faire déplacer plus vite que la valeur nominale de conception. Donc, le risque d'accident d'insertion de réactivité par extraction rapide d'une barre de contrôle est écarté.

Sur la base de l'analyse fonctionnelle et l'AMDE de **l'annexe 3** ainsi que la littérature spécialisée, nous avons considéré que les événements qui peuvent causer le RIA sont les suivants :

- **L'unité de contrôle (CTU) :**

Elle peut avoir un défaut dans le logiciel qui commande l'extraction simultanée d'une seconde barre de contrôle (ou plus). Il est supposé que les modules concernés par la commande ne peuvent pas détecter ou empêcher cette commande dangereuse et procéder seulement à l'exécution.

- **L'unité de SCMR (DAU) :**

Elle est concernée par la commande d'extraction des barres de contrôle qui peut présenter une défaillance électronique dangereuse qui cause l'évènement RIA.

- **La défaillance de la logique programmable de contrôle (PLC) :**

Elle constitue l'interface entre la DAU et chaque contrôleur de moteur peut causer le RIA.

Tableau 4. 4 Taux de défaillances des composants de base

Composant	Mode de défaillance	Taux de défaillance	Référence
DRIVERS-FU-1_4	Défaillance intrinsèque	$2,42.10^{-03}$	NUREG/CR-6928
PLCS-FU-1_4	Défaillance intrinsèque	$5,29.10^{-05}$	NUREG/CR-6928
PLCS-FU-CCF	Défaillance intrinsèque	$1,08.10^{-01}$	IAEA TECDOC-478
DAU-FU	Défaillance intrinsèque	$2,46.10^{-03}$	NUREG/CR-6928
CTU	Défaillance intrinsèque	$4,64.10^{-02}$	NUREG/CR-6928
Mouvement d'une barre vers le haut	Défaillances du mouvement de la barre	$1,00.10^{-02}$	NUREG/CR-6928

4.3.2 Probabilité d'occurrence de l'évènement RIA

Tableau 4. 5 : Probabilité d'occurrence de l'évènement RIA

Evènement de base	Paramètre de Fiabilité		
	Model de fiabilité	TM	Probabilité de défaillance
Défaillance du software de la CTU	Temps de mission	5760	$1,00.10^{-02}$
1004 défaillance du circuit PLC	Probabilité		$1,08.10^{-01}$
Défaillance d'un moteur d'entraînement	Probabilité		$2,42.10^{-03}$
Défaillance liée à la commande d'extraction des barres	Temps de mission	5760	$4,64.10^{-02}$
Barres de contrôle en mouvement	Probabilité		$2,50.10^{-01}$

ascendant en opération normale			
Défaillance de plusieurs circuits PLC - CCF	Probabilité		$2,46.10^{-03}$
Défaillance de plusieurs moteurs d'entraînement CCF	Probabilité		$5,29.10^{-05}$
RIA : Défaillance liée à l'extraction de plus d'une barre de contrôle			$8,42.10^{-2}$

L'accident d'insertion de réactivité est parmi les accidents les plus graves qui peuvent survenir dans un réacteur nucléaire, et le calcul montre que la probabilité d'un évènement RIA est de l'ordre de 10^{-2} . Une estimation des barrières existantes pour faire face à ce genre d'évènements est primordiale pour trancher sur la sûreté de cette installation.

4.3.3 Analyse des coupes minimales

Cet accident est en relation directe avec le mouvement des barres, leurs logiques, les capteurs de ce mouvement ainsi que les défaillances des composants, ces défaillances sont simples ou de causes communes.

Le tableau suivant illustre les coupes minimales contribuant dans un RIA ainsi que le pourcentage de chaque contribution.

Tableau 4. 6 : Coupes minimales

Coupe minimale.	Probabilité
Défaillance liée à la commande d'extraction des barres.	$4,638.10^{-02}$
Défaillance d'un circuit PLC et une barres de contrôle en mouvement ascendant dans une opération normale.	$2,700.10^{-02}$
Défaillance du software de commande 2 ou plusieurs extractions simultanées.	$1,000.10^{-02}$

Défaillance de plusieurs circuits PLC	$2,460.10^{-03}$
Défaillance d'un moteur d'entrainement	$6,050.10^{-04}$
Défaillance de plusieurs moteurs d'entrainement	$5,290.10^{-05}$

Pour mieux illustrer la contribution des coupes minimales, nous avons procédé dans un premier temps au calcul des pourcentages de leurs contributions.

La figure 4.3 montre un diagramme circulaire des contributions des coupes minimales dans l'évènement RIA

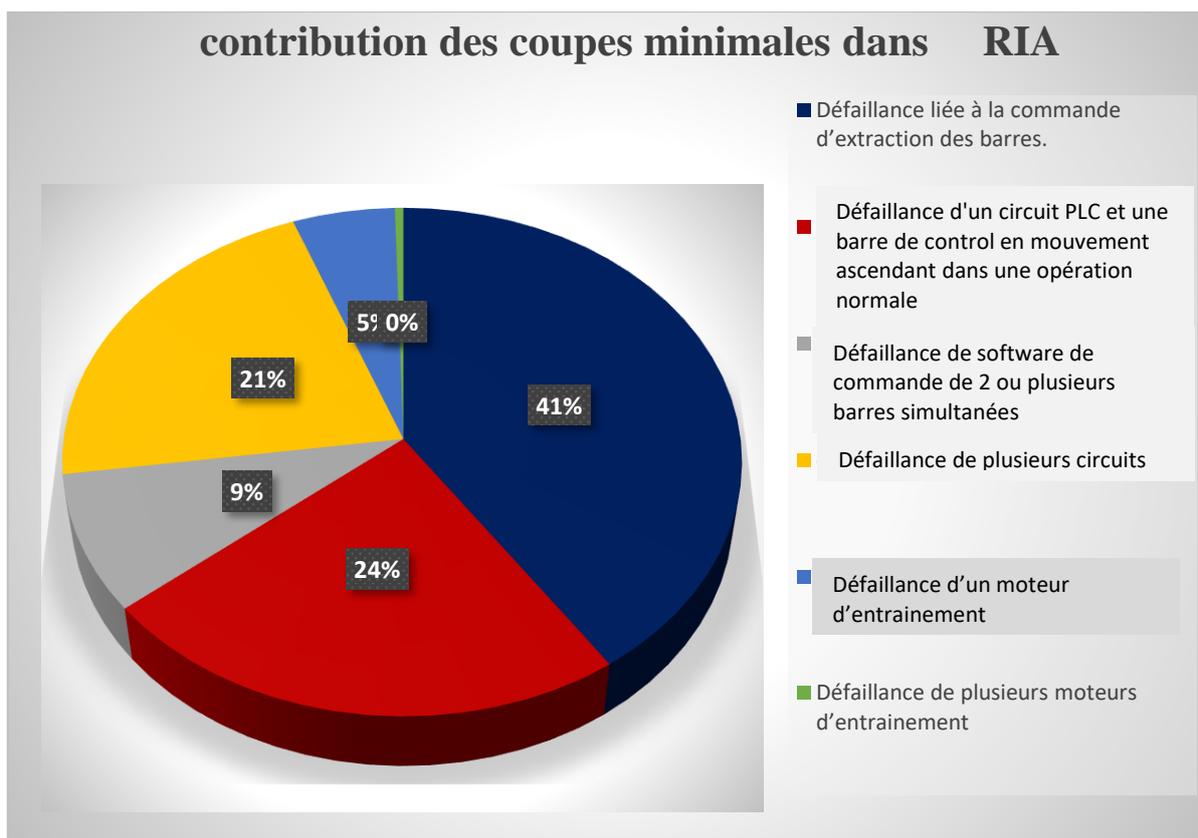


Figure 4. 2: Diagramme circulaire des contributions des coupes minimales de l'évènement RIA

La défaillance des systèmes d'extraction des barres est la défaillance la plus influente dans l'occurrence de l'évènement RIA, cela est évident du fait que la définition de cet accident est en relation directe avec l'extraction des barres de control.

Les deux autres défaillances qui influent le plus sont celles des circuits, PLC en mode défaillance normale ou dans le cas de défaillances de causes communes.

4.4 Analyse des systèmes de sûreté

Le réacteur de recherche étudié, est doté de plusieurs systèmes de sécurité qui sont conçus en suivant la philosophie de défense en profondeur. Ces systèmes sont sensés alerter, arrêter et protéger contre les évènements indésirables qui peuvent causer l'endommagement du cœur.

Ces systèmes sont les suivants :

- Système d'arrêt d'urgence (RPS) ;
- Système de refroidissement à court terme (STC/FW)
- Système de refroidissement du cœur à long terme (FV) ;
- Système de confinement (SCMV) ;

Nous avons procédé par une analyse de chaque système de sûreté, en construisant les arbres de défaillances de chaque système en se basant sur la décomposition fonctionnelle de l'**annexe 4** et puis nous avons attribué les probabilités de défaillances à chaque composant de base.

4.4.1 Système d'arrêt d'urgence (RPS)

Le système d'arrêt d'urgence appelé aussi système de protection du réacteur (*Reactor Protection Systeme*) a pour but d'arrêter en urgence le fonctionnement du réacteur en agissant sur la réaction en chaine, pour minimiser tout risque sur l'installation. Ce mécanisme est assuré par plusieurs fonctions et systèmes que nous détaillons ci-après :

- **Mécanisme de commande** : cette commande a comme fonction d'actionner les barres de contrôles, ces barres se caractérisent par deux modes :
- **Mode 1 vertical ascendant-descendant** : il assure le contrôle de la réactivité dans le cœur ou l'arrêt lent du réacteur à l'aide d'un moteur.

- **Mode 2 vertical, descendant** : il est actionné suite à l'enlèvement de l'énergie électrique de l'électro-aimant du système qui retient les barres, les barres alors se lâchent directement dans le cœur sous l'effet de leur gravité. Ce mécanisme est appelé le SCRAM. Ce mode est le mode utilisé lors de l'arrêt d'urgence du réacteur.

- **Les barres de contrôles de sûreté** : elles sont constituées essentiellement d'un alliage métallique (Argent, Indium et Cadmium) qui permet d'absorber les neutrons. La fonction de ces barres est de contrôler la réactivité dans le cœur, c.à.d. lorsque les barres sont insérées les neutrons sont absorbés est la réaction en chaîne est ralentie, ou bien dans le cas de réactivité positive les barres sont remontées et permettent une réactivité élevée dans le cœur.

- **Canaux de détection** : la surveillance des différents paramètres liés au fonctionnement du réacteur est assurée à l'aide des canaux de détection de plusieurs paramètres physico-chimiques (température, pression, population de neutrons ... etc.).

Les paramètres de détection sont de trois catégories selon le types de paramètres à surveiller, ces paramètres sont les suivant :

- ✓ 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 ;

❖ Actionnement du système

Le système de déclenchement est conçu d'une façon à fonctionner de deux manières :

- **L'actionnement automatique** : ce cas d'actionnement est le résultat des données reçues par les capteurs (détecteurs) qui ensuite ordonnent une coupure d'alimentation sur les électro-aimants qui contrôlent les barres ce qui permet alors la chute de ces dernières dans le cœur et l'arrêt de la réaction en chaîne.

- **Actionnement manuel :** Dans ce mode, l'actionnement est fait par une action humaine en cas d'urgence, cela en analysant les données reçues. Généralement l'actionnement-manuel a deux raisons :
 - ✓ Après avoir analysé les données l'opérateur actionne le mode manuel pour l'actionnement total ou partiel des barres.
 - ✓ Après avoir eu un signal d'alarme, l'opérateur agit comme réponse à cet évènement.

4.4.2 Système de refroidissement d'urgence du cœur (STC /FW)

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 du SCRAM.

4.4.3 Système de refroidissement à long terme 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.

4.4.4 Systèmes 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.

4.5 Modélisation des défaillances des systèmes de sûreté

Nous procédons à l'analyse des systèmes de sûreté du réacteur étudié dans le but d'introduire les probabilités de défaillances de chaque système dans l'analyse des séquences accidentelles.

Pour la modélisation des défaillances par les arbres de défaillances, ainsi que les séquences accidentelles par les arbres d'évènements, nous avons utilisé le logiciel de calcul spécifique pour les études probabilistes de sûreté « **risk spectrum PSA** »

4.5.1 Présentation de logiciel

RiskSpectrum PSA est un logiciel très avancé pour la construction des arbres de défaillances et des arbres d'évènements, il est utilisé dans plus de la moitié des installations nucléaires à travers le monde.

Ce logiciel offre une interface intuitive pour des modélisations très précises à partir des arbres de défaillances

Basic jusqu'au très complexes, avec des portes ET, OU, il permet aussi de construire les arbres d'évènements avec les quantifications exactes, en plus ce programme permet de calculer d'autres défaillances à l'image des défaillances d'ordre commune.

4.5.2 Le système d'arrêts d'urgence RPS

Le système d'arrêt d'urgence est constitué des plusieurs composants, ce qui implique qu'une défaillance dans ce système est due à une défaillance dans un de ces composants, la liste suivante illustre les différentes défaillances possibles.

- Défaillance dans la logique de SCRAM
- Défaillance dans le mécanisme des barres
- Défaillance au niveau des capteurs.
- Défaillance au niveau de la logique

❖ Arbre de défaillance du RPS

Le système RPS se comporte de différentes manières suivant l'évènement initiateur. Pour chaque évènement le RPS a des détecteurs spécifiques qui permettent d'alerter le système, par conséquent, la construction des arbres de défaillances du système RPS sera pour chaque évènement initiateur.

Les arbres de défaillances du système RPS dans les trois cas de figure sont transcrits dans **les annexes 7, 8, 9, 10.**

4.5.3 Probabilité de défaillance du RPS

Le calcul de la probabilité de défaillance du système RPS revient à la connaissance des probabilités de défaillance de chaque évènement de base pour chaque cas.

D'après les arbres de défaillances du système RPS dans les différents cas nous avons recensé les évènements de base suivants :

- **RPS-LOFA**

Les évènements de base sont :

- ✓ Défaillance du mécanisme des barres de contrôle,
- ✓ Défaillance des canaux de température différentielle
- ✓ Défaillance de la logique 2/3 liée à la température

▪ **RPS - RIA**

Les évènements de base sont :

- ✓ Défaillance de la logique 2/3 liée au mouvement des barres de contrôle
- ✓ Défaillance du canal de détection du mouvement des barres de contrôle
- ✓ Défaillance dans la logique de SCRAM
- ✓ Défaillance dans la logique 2/4 liée au module DeMA.

▪ **RPS-LOEP**

- ✓ Défaillance dans le mécanisme des barres de contrôles.

Nous admettons que le taux de défaillance de toutes les logiques 2/3 est le même, et les taux de défaillance des canaux de détection sont les mêmes que ceux des canaux ordinaires.

Pour être dans la logique de défense en profondeur et rester sur la prévention de toutes anomalies, chaque composant du système subit un essai avant chaque démarrage. Cela implique que la fiabilité de ce système suit la loi de temps entre essai.

Le réacteur fonctionne cinq (05) jours par semaine, ce qui donne un temps entre essai de 120 heures.

Le tableau 4.7 donne les différents taux de défaillance de chaque composant.

Tableau 4. 7 : Taux de défaillance de chaque composant

Composant	Mode de défaillance	Taux de défaillance (h ⁻¹)	Reference
Mécanisme des barres	Défaillance du mécanisme des barres	1.10 ⁻⁶	NUREG/CR-6928
Logique 2/3	Défaillance de logique 2/3	1, 9.10 ⁻⁵	IAEA-TECDOC-478
Logique du SCRAM	Défaillance de la logique du SCRAM	2, 3.10 ⁻⁵	NUREG/CR-6928
Canal de détection	Défaillance du canal	5, 5.10 ⁻⁵	NUREG/CR-6928

Défaillance dans la logique 2/4 liée au module DeMA.	Défaillance de la logique	$1,9 \cdot 10^{-5}$	IAEA-TECDOC-478

Pour calculer les probabilités de défaillance des systèmes de sureté, nous avons utilisé le model de temps entre essai donné par l'équation (2.3)

4.5.4 Calcul des défaillances des systèmes de sureté des protections du réacteur dans le cas de LOFA, LOEP, RIA.

Tableau 4. 8 : Défaillances des systèmes des de sureté des protections du réacteur dans le cas de LOFA, LOEP, RIA.

Evènement de base	Model de fiabilité	Temps (h)	Probabilité de défaillance (an ⁻¹)
Défaillance de la logique de SCRAM	Temps entre essai	120	$1,38 \cdot 10^{-03}$
Défaillance du mécanisme des barres de contrôle	Temps entre essai	120	$6,00 \cdot 10^{-05}$
Défaillance de la logique 2/4 liée au module DeMA	Temps entre essai	120	$2,28 \cdot 10^{-03}$
Canal de détection du mouvement d'une barre de contrôle	Temps entre essai	120	$3,30 \cdot 10^{-03}$
Défaillance de la logique 2/3 liée au	Temps entre essai	120	$2,28 \cdot 10^{-03}$

capteur de mouvement d'une BC			
Défaillance du système de protection du réacteur dans le cas d'un RIA			1,61.10⁻⁰³
Défaillance du canal de détection d'ouverture du clapet de convection naturelle	Temps entre essai	120	3,30.10 ⁻⁰³
Défaillance du canal de détection du débit	Temps entre essai	120	3,30.10 ⁻⁰³
Défaillance de la logique 2/3 liée à la température différentielle du cœur	Temps entre essai	120	2,28.10 ⁻⁰³
Défaillance du canal de détection de la pression différentielle du cœur	Temps entre essai	120	3,30.10 ⁻⁰³
Défaillance du mécanisme de barre d'une barre de contrôle	Temps entre essai	120	6,00.10 ⁻⁰⁵
Défaillance du système de protection du réacteur dans le cas d'un LOFA			1,61.10⁻⁰³
Défaillance du mécanisme des barres de contrôle	Temps entre essai	120	6,00.10 ⁻⁰⁵
Défaillance du système de protection du réacteur dans le cas d'un LOEP			2,27.10⁻⁰⁴

4.6 Système de refroidissement d'urgence

Dans le cas d'un évènement de perte de débit de refroidissement LOFA, ou de perte d'alimentation électrique, la défaillance du système de refroidissement d'urgence est due à la défaillance du volant d'inertie.

4.6.1 Système de refroidissement d'urgence par volant d'inertie FW

Nous avons procédé à la construction de l'arbre de défaillances du système de refroidissement d'urgence (refroidissement à court terme) et à leur quantification comme suit :

❖ Arbre de défaillances, cas de LOFA et LOEP

L'arbre de défaillances de ces systèmes est transcrit dans l'**annexe 11** ;

La valeur de la probabilité de défaillance du système de refroidissement d'urgence par volant moteur est calculée en utilisant le model du temps de mission en admettant un temps de 30 secondes, car le déclanchement du système de refroidissement d'urgence est assuré après 30 seconde du déclanchement du SCRAM,

▪ Probabilité de défaillance

Composant	Mode de défaillance	Taux de défaillance	Référence
Le volant d'inertie	Défaillance du volant inertie	$2,8.10^{-8}$	EXIDA

$$P(\text{Défaillance de FW}) = 2,32.10^{-10}$$

4.6.2 Système de refroidissement d'urgence, cas de RIA

En cas de survenance de l'évènement d'insertion de réactivité la défaillance du système de refroidissement est liée à deux paramètres, la défaillance du volant d'inertie et la défaillance du refroidissement d'urgence par la pompe primaire

❖ Arbre de défaillances du système STC

L'arbre de défaillances du système STC est transcrit en l'**annexe 12**

▪ Probabilité de défaillance du système STC

Comme le montre l'arbre de défaillances de ce système, la probabilité de défaillance est le résultat du produit des défaillances des deux composants : le volant d'inertie et la pompe primaire.

Le déclenchement du système de refroidissement d'urgence est assuré après 30 seconde du 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 (2.5) en admettant un temps de mission de $8,3.10^{-3}$ h. Le tableau 4.9 récapitule les résultats des calculs :

Tableau 4. 9 : Résultats des calculs.

Composant	Mode de défaillance	Taux de défaillance	Référence
L'armoire électrique	Défaillance de l'armoire électrique	$5,51.10^{-5}$	NUREG/CR-6928
Le moteur de la pompe	Défaillance du moteur après SCRAM	$5,88.10^{-6}$	NUREG/CR-6928
La pompe primaire	Défaillance pompe après SCRAM	$2,53.10^{-6}$	NUREG/CR-6928
Le volant d'inertie	Défaillance du volant d'inertie	$2,8.10^{-8}$	EXIDA

Les résultats des calculs des défaillances du système STC sont transcrits dans le tableau 4.10

Tableau 4. 10 Les résultats des calculs des défaillances du système STC

Evènement de base	Paramètres De Fiabilité		
	Model de fiabilité	Temps	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	$8,3.10^{-03}$	$2,17.10^{-09}$
Perte de l'électricité après SCRAM	Temps de mission	$8,3.10^{-03}$	$1,90.10^{-06}$
Défaillance de la pompe Primaire	Temps de mission	$8,3.10^{-03}$	$2,93.10^{-08}$
Défaillance de la pompe primaire			$1,96.10^{-06}$
Probabilité de défaillance du STC en cas de RIA			$4,56.10^{-16}$

4.7 Système de refroidissement à long terme par convection naturelle FV

Le système de refroidissement à long terme a la même conception dans les trois cas de figures, pour cela la construction de son arbre de défaillances est la même pour les trois cas.

4.7.1 Arbre de défaillance du FV

L'arbre de défaillance du système FV est transcrit dans l'annexe 13

La valeur de la probabilité de défaillances du système refroidissement à long terme par convection naturelle FV est calculée en utilisant la loi de fiabilité constante, la valeur est directement tirée des bases de données.

▪ **La probabilité de défaillance :**

$$P(\text{Défaillance du FV}) = 4,86.10^{-6}$$

Source NUREG/CR-6928.

4.8 Système de ventilation d'urgence SCMV

Le dernier système dans l'architecture de défense en profondeur du réacteur est le système de confinement (SCMV). On applique la même procédure utilisée pour les autres systèmes de sûreté.

4.8.1 Arbre de défaillances du SCMV

La perte de fonction du système d'extraction est l'évènement redouté, en d'autres termes le dernier système contre l'échappement de matières radioactives vers l'environnement.

Les composants responsables du confinement 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).

La défaillance dans l'un de ces systèmes engendre directement une défaillance dans le système de confinement.

L'arbre de défaillances du système SCMV est transcrit dans l'annexe 14

En suivant la même démarche pour les systèmes de sûreté traités précédemment, nous calculons les probabilités de défaillances après avoir attribué les taux de défaillances pour chaque composant.

Tableau 4. 11 : Mode et taux de défaillance des composants de SCMV.

Composant	Mode de défaillance	Taux de défaillance	Reference
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
Ensemble des filtres	Obstruction	$3,10^{-07}$	NUREG/CR-6928

❖ **Probabilités de défaillances des composants du SCMV**

Comme la majorité des systèmes de sûreté, les composants du système de confinement subissent un essai avant chaque démarrage, par conséquent ils obéissent au model de probabilité de défaillances suivant le modèle du temps entre essai, sa relation est donnée par l'équation (2.3)

En raison de son fonctionnement toute la semaine (05 jours), le système admet un temps entre essai de 120 h.

▪ **Défaillance du canal de détection**

Les trois canaux sont appelés à fonctionner pendant une période de 120 heures avec un essai avant chaque démarrage, ils suivent la loi du temps entre essai, TE = 120 h.

On admet que les canaux sont du même type alors leurs probabilités de défaillances sont les mêmes.

$$P(\text{Déf des canaux}) = 1 - \frac{1}{\lambda \times TI} (1 - e^{-\lambda \times TI})$$

$$P(\text{Déf can 1}) = P(\text{Déf can 2}) = P(\text{Déf can 3})$$

$$P(\text{Déf du can 1}) = \frac{1}{5,51.10^{-05} \times 120} (1 - e^{-(5,51.10^{-05} \times 120)})$$

$$P(\text{Déf can 1}) = 3,59.10^{-08}$$

▪ **Probabilité de défaillance des ventilateurs en mode d'urgence**

Les deux ventilateurs sont appelés à fonctionner pendant une période de 12 heures au maximum ils suivent la loi du temps de mission.

Comme les deux ventilateurs sont du même type alors leurs probabilités de défaillance sont les mêmes.

$$P(\text{Déf.V E.1}) = P(\text{Déf.V E.2}) = 1 - e^{(-\lambda t)}$$

$$P(\text{Déf.V E.1}) = P(\text{Déf.V E.2}) = 1 - e^{(-5,88 \times 10^{-6} \times 12)}$$

Les deux ventilateurs sont en parallèles alors :

$$P(\text{Déf.SV E.}) = P(\text{Déf.V E.1}) \times P(\text{Déf.V E.2})$$

$$P(\text{Déf.SV E.}) = 4,98.10^{-09}$$

Les Probabilités des intervenants dans la défaillance du SCMV sont récapitulées dans le tableau ci-après :

Tableau 4. 12 : Défaillance des évènements de base

Evènement de base	Paramètre de Fiabilité		
	Model de fiabilité	Temps (h)	Probabilité de défaillance (an ⁻¹)
Défaillance du canal de détection	Temps entre essai	120	3,59.10 ⁻⁰⁸
Obstruction du filtre	Temps entre essai	120	7,44.10 ⁻⁰⁵
Défaillance du ventilateur d'extraction	Temps de mission	12	4,98.10 ⁻⁰⁹
La probabilité de défaillance du système de confinement SCMV			2,34.10⁻⁰³

4.9 Récapitulation

4.9.1 Probabilités des évènements initiateurs

Tableau 4. 13 : Probabilités des évènements initiateurs

Evènement	probabilité
LOFA	7,25.10⁻²
RIA	8,42.10⁻²
LOEP	2,00.10⁰

Tableau 4. 14 : Probabilités des Systèmes de sureté

Systèmes de sureté		probabilité
RPS	Défaillance du système de protection du réacteur dans le cas d'un LOFA	$1,61.10^{-03}$
	Défaillance du système de protection du réacteur dans le cas d'un RIA	$1,61.10^{-03}$
	Défaillance du système de protection du réacteur dans le cas d'un LOEP	$2,27.10^{-04}$
Refroidissement d'urgence	Cas de LOEP et LOFA	$2,32. 10^{-10}$
	Cas de RIA	$4, 56.10^{-16}$
Refroidissement à long terme		$4, 86. 10^{-6}$
Systèmes de confinement		$2,34.10^{-03}$

4.10 Construction et quantification des séquences accidentelles

Après avoir élaboré les arbres de défaillances pour déterminer les causes et calculer les probabilités de défaillances, l'étape suivante est la construction et la quantification des arbres d'évènements pour déterminer les conséquences sachant que le raisonnement pour ces conséquences se limitera à l'endommagement du cœur.

Cette étape est basée sur les résultats obtenus dans les étapes précédentes les probabilités de l'occurrence des évènements initiateurs, ainsi que les probabilités de défaillance des systèmes de sûreté.

Ces valeurs sont injectées dans l'arbre d'évènements en respectant l'architecture de défense en profondeur des systèmes de sureté. Le calcul est réalisé 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 :

4.10.1 Cas d'endommagement total

Pour la séquence d'endommagement du cœur, il existe deux cas, à savoir un endommagement total, et endommagement de type ATWS :

- **Endommagement total du cœur**

Cette conséquence est générée en combinant un évènement initiateur et l'échec de la fonction de refroidissement à court terme (FW/STC). L'état final du cœur en terme de recouvrement est jugé par l'accomplissement de la fonction de sûreté de refroidissement d'urgence du même la dispersion des radionucléides générés par la fusion du cœur dans l'environnement extérieur dépend de la fonction du confinement (SCMV).

- **ATWS (Transitoire prévu non subit d'arrêt d'urgence)**

Elle est due au déclenchement d'un évènement initiateur et l'échec de l'arrêt de la réaction par le système SCRAM (RPS) (chute des barres de control). Cela engendrera un endommagement total du cœur avec plus de dégâts.

4.10.2 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 des radionucléides dans l'environnement.

4.10.3 Construction des arbres d'évènements

❖ **Arbre d'évènements de LOEP**

La figure 4.14 illustre l'enchaînement des évènements depuis l'évènement initiateur de perte d'énergie électrique (LOEP) aux séquences accidentelles finales, ainsi que leurs probabilités d'occurrence sur une année.

Accident de Perte d'alimentation électrique	RPS - Système de Protection du Réacteur	Refrroidissement		Système de Ventilation en Mode d'Urgence	No.	Freq.	Conseq.	Code
		ent d'Urgence à Court Terme	ent à Long Terme par Convection					
EI-LOEP	RPS-LOEP	FW	FV	SCMV				
					1	2,00E+00	SUCCESS	
					2	9,72E-06	PD-A	FV
					3	2,28E-08	PD-B	FV-SCMV
					4	4,65E-10	TD-A	FW
					5	1,09E-12	TD-B	FW-SCMV
					6	4,55E-04	ATWS_CAS_A	RPS-LOEP
					7	1,07E-06	ATWS_CAS_B	RPS-LOEP-SCMV

Figure 4. 3 Arbre d'événements de LOEP réalisé par risk-Spectrum

▪ **Commentaire et interprétation de résultats**

L'arbre d'événements de la figure 4.3 correspond à l'événement initiateur : coupure d'alimentation électrique du réacteur (LOEP). Cette modélisation ne tient pas compte des systèmes secondaires de génération d'électricité par des moteurs diesel.

Dans cet arbre la fonction de sûreté relative au signal de protection du réacteur FT-RPS n'est pas considérée, car son mode de défaillance est pris en charge par la perte électrique. Ceci signifie qu'en cas de coupure d'électricité, les électroaimants qui maintiennent les barres de contrôle en position extraite sont désactivés et les barres sont insérées par gravité dans le cœur, du réacteur.

La première branche analyse le succès ou l'échec de l'insertion des barres. En cas d'échec, le réacteur passe à un état transitoire anticipé sans SCRAM (ATWS, dans la séquence numéro 4). Si les barres sont correctement insérées, il sera nécessaire d'analyser le refroidissement à court terme du réacteur. En cas de défaillance des volants d'inertie, le réacteur passe à l'état d'endommagement complet du cœur (séquence numéro 3).

Si le système de refroidissement à court terme fonctionne correctement, le système de refroidissement à long terme est analysé. Dans ce cas, si les vannes à clapet sont défaillantes, la convection naturelle ne sera pas assurée et le réacteur passera à l'état d'endommagement partiel du cœur, (séquence numéro 2).

Si les vannes à clapet fonctionnent, la convection naturelle se déclenche et le réacteur s'éteint de manière sécurisée (état de réussite de la séquence numéro 1)

❖ **Arbre d'évènements de LOFA**

Nous passons maintenant à l'analyse des séquences accidentelles de l'évènement LOFA, qui lui aussi a été réalisé en suivant la logique des arbres d'évènements, en se basant sur le logiciel de risk Spectrum

La figure 4.5: illustre les différents états finaux de cet évènement avec leurs probabilités d'occurrences pendant une année.

Accident de Perte du Débit de Refroidissem	RPS - Système de Protection du Réacteur	Refroidissem		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	3,88E-02	SUCCESS	
					2	3,38E-07	PD-A	FV
					3	7,94E-10	PD-B	FV-SCMV
					4	1,62E-11	TD-A	FW
					5	3,80E-14	TD-B	FW-SCMV
					6	1,12E-04	ATWS_CAS_A	RPS-LOFA
					7	2,62E-07	ATWS_CAS_B	RPS-LOFA-SCMV

Figure 4. 4: Arbre d'évènements de LOFA.

▪ **Interprétation des résultats**

L'arbre d'événements, représenté sur la figure 4.5 est déclenché en raison de la perte de débit dans le système principal de refroidissement.

Lors de la survenance de cet événement initiateur, le RPS détecte la baisse du débit et envoie le signal du SCRAM du réacteur. Si ce signal de protection ne se déclenche pas, le réacteur passera à l'état ATWS (séquence #5). 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 (séquence #4).

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 (séquence #3).

Si le système de refroidissement à court terme fonctionne correctement mais les clapets de convection naturelles sont défectueux, le réacteur passera à l'état d'endommagement partiel du cœur (séquence #2).

Si ce système fonctionne correctement, le réacteur passera à un état d'arrêt sécurisé réussi (séquence #1).

❖ **Arbre d'événements de RIA**

Le dernier événement initiateur pour cette section est l'insertion de réactivité. Passons à l'analyse des séquences accidentelles de l'événement RIA, qui lui aussi a été réalisé en suivant la logique des arbres d'événements, en se basant sur le logiciel risk-Spectrum.

La figure 4.5: illustre les différents états finaux de cet événement avec leurs probabilités d'occurrences pendant une année.

Accident d'insertion de réactivité	RPS - Système de Protection du Réacteur	Refroidissement		Système de Ventilation en Mode d'Urgence	No.	Freq.	Conseq.	Code
		à Court Terme	à Long Terme					
IE-RIA	RPS-RIA	STC	FV	SCMV	1	8,42E-02	SUCCESS	
					2	4,18E-07	PD-A	FV
					3	9,81E-10	PD-B	FV-SCMV
					4	3,92E-17	TD-A	STC
					5	9,20E-20	TD-B	STC-SCMV
					6	1,38E-04	ATWS_CAS_A	RPS-RIA
					7	3,25E-07	ATWS_CAS_B	RPS-RIA-SCMV

Figure 4. 5 Arbre d'évènements de RIA

L'évènement initiateur correspondant à l'excès de réactivité dans le cœur résulte de l'extraction simultanée d'au moins deux barres de contrôle. Cet évènement provoque ainsi une augmentation de puissance instantanée et non contrôlée. Cet arbre d'évènements est représenté par la figure 4.6 .

Lors de la survenance de cet évènement initiateur, le RPS détecte l'excès de réactivité et envoie le signal de protection au système d'arrêt du réacteur qui enclenche le SCRAM.

Si le signal n'est pas envoyé, le réacteur passera à l'état d'ATWS (séquence #5).

Si le signal est correctement envoyé, le système d'arrêt du réacteur commande l'insertion des barres de contrôle de réactivité. En cas de défaillance au moment de l'insertion mais au moins deux barres ne sont pas insérées, le réacteur passera à l'état ATWS (séquence #4).

Si l'insertion des barres de contrôle est réalisée correctement, le système de refroidissement à court terme par le biais des volants d'inertie ou des pompes du système principal doit assurer le refroidissement d'urgence du réacteur. Si ce système est défaillant, le réacteur passera à l'état d'endommagement total (séquence #3).

Après le refroidissement à court terme du cœur, le système de refroidissement à long terme via l'ouverture des clapets de convection naturelle assurera la continuité du refroidissement du cœur. Si ce système est défaillant, le réacteur passera à l'état d'endommagement partiel du cœur (séquence #2).

Dans le cas où la convection naturelle est assurée, le réacteur passera à l'état d'arrêt sécurisé réussi, (séquence #1).

4.10.4 Quantification des arbres d'évènements

Nous procédons aux calculs des différentes probabilités des séquences accidentelles.

❖ Endommagement partiel

Après l'analyse des arbres d'évènements de LOEP, LOFA et RIA, on constate bien que l'échec de la fonction du clapet et du système de confinement sont les causes directes pour un endommagement partiel du cœur. Cependant la contribution du système de confinement dans

cette conséquence ne dépasse pas les 2% , pour cela la priorité sera donnée a bien analyser la contribution du clapet (FV) dans les séquences accidentelles d'endommagement du cœur .

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

- ✓ LOEP-FV
- ✓ RIA -FV
- ✓ LOFA-FV

▪ **Calcul de la fréquence annuelle**

La fréquence annuelle d'endommagement partiel est définie comme la probabilité que cet état final soit atteint par un des évènements initiateurs. Il se calcul par la formule suivante :

$$P (\text{endommagement partiel du cœur}) = \sum_i^n P(EI).P(FV)$$

$$P (\text{endommagement partiel}) = [P(RIA) + P(LOFA) + P(LOEP)]. P(FV)$$

$$P (\text{endommagement partiel}) = (8,42E-2 + 3,88E-2 + 2E00) (4,86E-06)$$

$$P (\text{endommagement partiel}) = 1,03.10^{-5}$$

▪ **La fréquence totale annuelle de l'endommagement partiel**

Pour calculer cette fréquence, il faut connaitre les probabilités de chaque évènement initiateur qui peuvent avoir lieu dans ce type d'installation ; pour cela nous avons repris les résultats des évènements initiateurs déjà étudiés dans le travail réalisé en 2017 pour avoir une probabilité annuelle totale finale

$$P (\text{endommagement partiel}) = [P(RIA) + P(LOFA) + P(LOEP) + P(LOCA) + P(LOHS)]. P(FV)$$

$$P (\text{endommagement partiel}) = (8,42E-02 + 2E00 + 2,2E-02 + 7,25E-02 + 7,39E-02). (4,86E - 06)$$

$$P (\text{endommagement partiel}) = 1,09.10^{-5}$$

On s'intéresse maintenant à savoir quel évènement initiateur a la contribution majoritaire dans cette séquence accidentelle. Nous avons alors calculé la contribution de chaque évènement initiateur pour cette séquence accidentelle.

Tableau 4. 15 :Contribution des évènements dans les séquences accidentelles :

Chemin critique pour l'accident	Fréquence	Pourcentage de contribution (%)
RIA -FV	$4,18.10^{-07}$	4
LOFA-FV	$3,38.10^{-07}$	3
LOEP-FV	$9.72.10^{-06}$	93

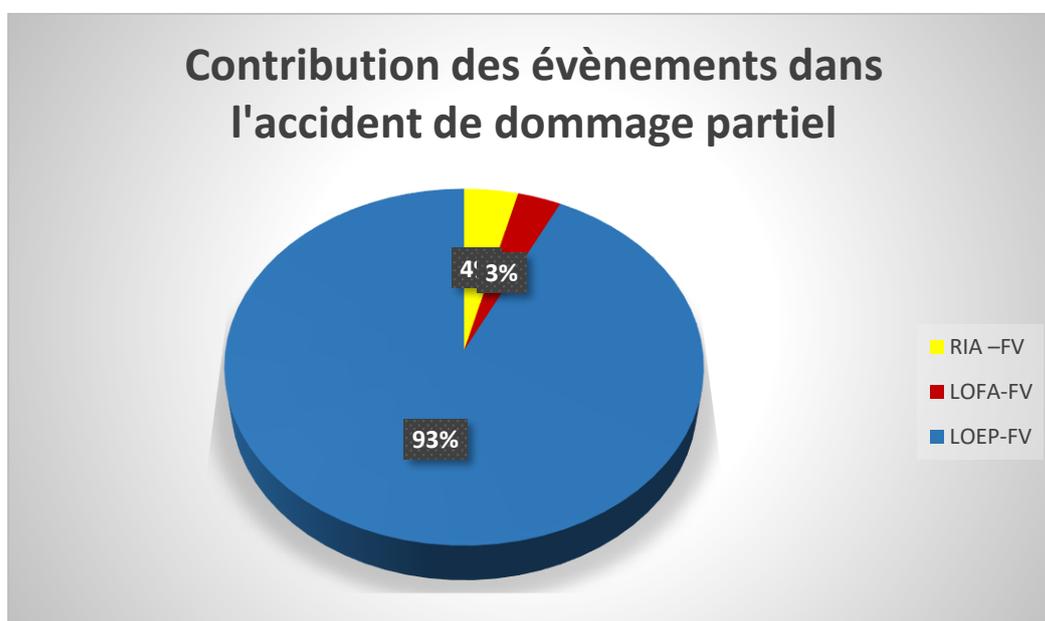


Figure 4. 6: Diagramme circulaire des contributions de chaque évènement dans l'endommagement partiel

▪ Commentaires sur les résultats

La contribution de l'évènement LOFA avec l'échec du système de refroidissement à long terme, domine dans l'évènement de l'endommagement partiel, ce résultat nous renvoie aux systèmes responsables de cet évènement, et leurs modes de fonctionnement.

❖ Endommagement total du cœur

L'analyse de l'arbre des évènements des trois évènements initiateurs, montre que la séquence d'endommagement total du cœur est le résultat de l'échec de deux fonctions de sûreté, la fonction de refroidissement d'urgence à court terme, par la pompe primaire et le volant

d'inertie (STC) ou seulement par le volant d'inertie, avec une petite contribution du système de confinement (ne dépasse pas les 2 %).

Par conséquent les chemins critiques conduisant à un endommagement partiel du cœur sont :

- ✓ LOEP-FW
- ✓ LOFA-FW
- ✓ RIA-STC

▪ **Calcul de la fréquence annuelle**

Pour le calcul des fréquences annuelles nous avons suivi le même raisonnement déjà établi pour l'endommagement partiel.

$$P(\text{endommagement total du cœur}) = \sum_i^n P(EI).P(FW) + \sum_i^n P(EI).P(STC)$$

$$P(\text{endommagement total}) = [P(LOFA) + P(LOEP)] \cdot P(FW) + P(RIA) \cdot P(STC)$$

$$P(\text{endommagement total}) = (3,88E-02 + 2E00) \cdot (2,32E-10) + 8,42E-02 \cdot (4,56E-16)$$

$$P(\text{endommagement total}) = 4,73 \cdot 10^{-10}$$

On procède aussi au calcul des contributions des évènements dans la séquence d'endommagement total

Tableau 4. 16 : Contributions des différents évènements dans L'endommagement total du cœur.

Chemin critique pour l'accident	Fréquence	Pourcentage de contribution (%)
RIA –STC	3,92E-17	0
LOEP-FW	4,65E-10	3
LOFA-FW	1,62E-11	97

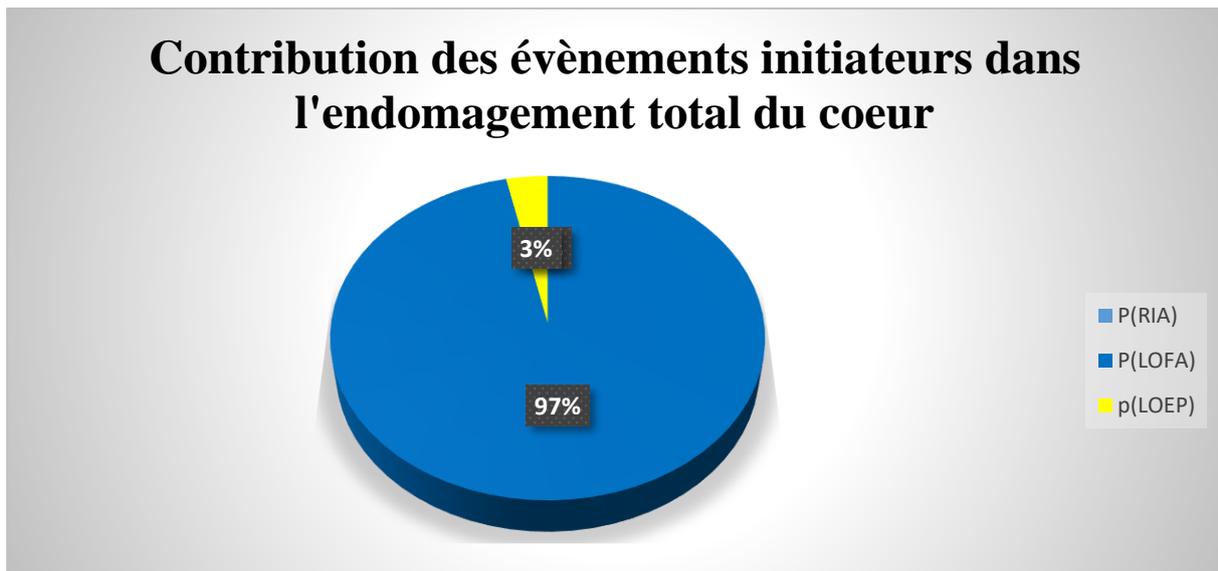


Figure 4. 7: Contribution des évènements initiateurs dans l'endommagement totale du coeur

▪ **Commentaire sur les résultats :**

L'endommagement total du cœur est causé essentiellement par une défaillance du système de refroidissement d'urgence, avec une contribution de 97 % d'un LOEP avec une défaillance de ce système de sureté déjà citée. Par conséquent il faut vérifier quelle est la meilleure méthode pour s'assurer que cet évènement n'ait pas lieu, sachant que l'alimentation électrique est assurée par un organisme externe.

Endommagement total du cœur, type ATWS

Pour cette dernière séquence, l'arbre des évènements nous renseigne sur les causes principales. Pour notre cas, cette séquence est le résultat direct du l'échec des fonctions de sureté du système de protection du réacteur, avec la contribution comme dans les deux séquences précédentes du système de confinement SCMV.

La contribution de l'échec du système de protection du réacteur est la plus dominante (98%) pour cette raison nous allons calculer les probabilités d'endommagement partiel par rapport à l'échec de ce système.

Par conséquent les chemins critiques conduisant à un endommagement partiel du cœur sont :

- ✓ RIA-RPS
- ✓ LOEP-RPS
- ✓ LOFA-RPS

▪ **Calcul de la fréquence annuelle**

Pour le calcul des fréquences annuelles nous avons suivi le même raisonnement déjà établi pour l'endommagement partiel et total.

$$P(ATWS) = \sum_i^n P(EI) \cdot P(RPS)$$

$$P(ATWS) = (3,88E-02)(1,61E-03) + (2E00)(2,27E-04) + (8,42E-02)(1,61E-03)$$

$$P(ATWS) = 6,52 \cdot 10^{-04}$$

▪ **Contribution des évènements initiateurs :**

Tableau 4. 17 : Contribution des évènements initiateurs

Chemin critique pour l'accident	Fréquence	Pourcentage de contribution (%)
RIA –RPS	4,55E-04	70
LOEP-RPS	1,38E-04	17
LOFA-RPS	1,12E-04	21

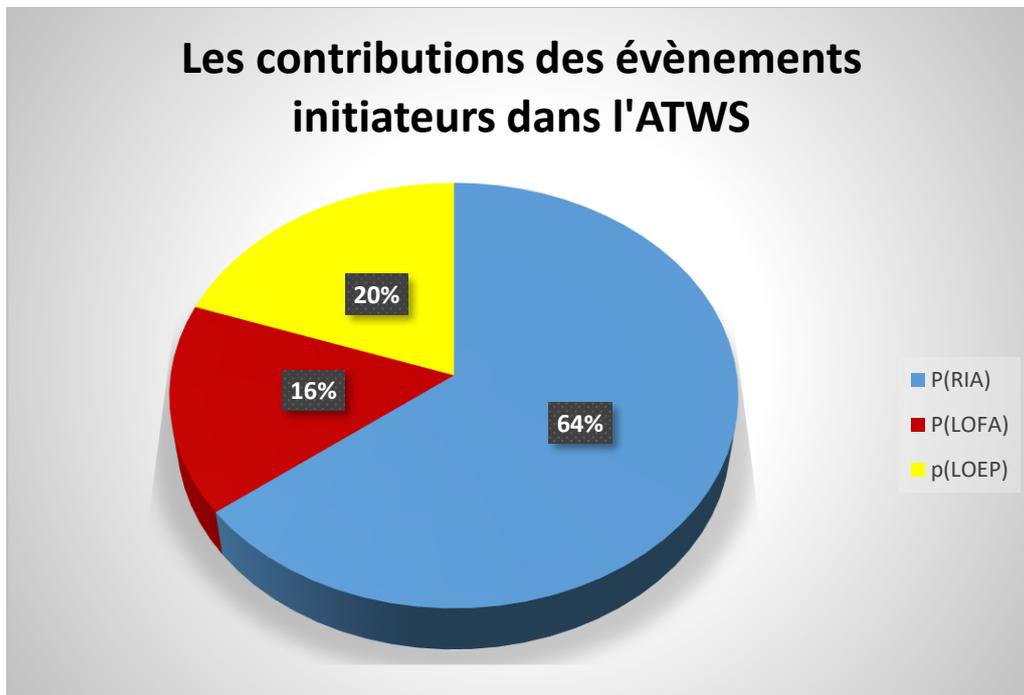


Figure 4. 8: Diagramme circulaire des contributions des évènements initiateurs dans l'ATWS

- **Commentaire sur les résultats :** L'analyse des contributions des évènements initiateurs dans la séquence d'endommagement du cœur type ATWS, montre une

dominance de l'évènement RIA qui dépasse les 60 %, avec des contributions moins importantes mais assez élevées des deux autres évènements.

▪ **Récapitulatif des résultats :**

Tableau 4. 14 : Récapitulation des résultats des séquences accidentelles

Séquences accidentelles	Probabilités annuelles
Endommagement partiel	$1,09.10^{-5}$
Endommagement total	$4,73.10^{-10}$
Endommagement total type ATWS	$6,52.10^{-04}$

La première partie de notre étude d'implémentation des études probabilistes de sureté dans le cas d'un incendie interne, nous a permis dans un premier temps de déterminer les évènements initiateurs qui peuvent être engendrés par un incendie, ensuite de construire des arbres de défaillances et de les quantifier. Ensuite une analyse fiabiliste a été réalisée sur les systèmes de sureté.

Les résultats des deux premières analyses nous ont permis de construire et quantifier les arbres d'évènement pour chaque évènement initiateur.

La construction des séquences accidentelles et l'évaluation des systèmes de sureté nous a permis de déterminer les fréquences annuelles d'endommagement du cœur.

Les résultats de cette première partie seront utilisés comme données d'entrée pour la suite de cette étude, ou nous allons étudier le comportement et la sureté du réacteur dans le cas d'un incendie entraînant l'endommagement du cœur.

CHAPITRE 5 :
IMPLEMENTATION DES
ETUDES PROBABILISTES DE
SURETE DANS LE CAS D'UN
INCENDIE

La deuxième partie de notre travail est l'implémentation d'une étude probabiliste de sûreté dans le cas d'un incendie. Ce chapitre présentera la démarche suivie, la méthode de sélection des scénarios, et la quantification de ces scénarios.

Les résultats du chapitre 4 seront des données pour estimer par la suite les séquences accidentelles en cas d'incendies.

5.1 Les études probabilistes de sûreté incendie

5.1.1 Objectif

Notre analyse probabiliste de sûreté incendie *FPSA (Fire PSA)* analyse les événements liés à un incendie interne et son impact potentiel sur la sûreté du réacteur modèle de recherche objet de l'étude. Grâce à des modèles probabilistes, l'EPS incendie prend en compte les éventuels incendies dans certains locaux du bâtiment du réacteur. Elle évalue la propagation du feu, la réponse des systèmes de protection incendie actifs et passifs, les effets du feu sur les équipements de sûreté et les câbles associés, la possibilité de détérioration de la structure du bâtiment et, enfin, l'impact sur la sûreté de l'installation.

L'analyse des risques d'incendie introduit la probabilité d'un incendie à chaque endroit du bâtiment du réacteur, les effets du feu sur les équipements et les câbles et l'impact sur les défaillances de l'équipement et aussi en tenant compte des erreurs humaines.

L'EPS incendie est incorporée dans le modèle EPS développé pour les événements internes affectant la sûreté du réacteur. Elle repose sur l'analyse systématique des locaux existants dans l'installation, laquelle est divisée en secteurs d'incendie évalués individuellement. Dans le premier cas de l'analyse, nous cherchons à exclure les secteurs d'incendie qui ne présentent pas de risques significatifs. Pour cela, il est essentiel d'effectuer un processus de sélection où les scénarios qui ne présentent pas de risques significatifs sont écartés.

Le processus de rejet des scénarios se fait progressivement, passant des modèles relativement simples mais qui sont des modèles très conservateurs aux modèles plus réalistes et plus complexes. L'application de modèles complexes; qui impliquent une enquête détaillée sur l'évolution de l'incendie, son impact sur l'équipement de sûreté et les systèmes d'atténuation, est limitée à un nombre relativement faible de compartiments et locaux que nous ferons ressortir par la démarche de sélection des scénarios, une démarche qui est divisée en trois (03) grandes parties, sélection qualitative, semi quantitative et une dernière purement quantitative. De cette façon, l'effort est concentré sur les scénarios qui nécessitent une plus grande attention en raison de leur probabilité d'occurrence ou de leurs conséquences.

5.1.2 Hypothèse et portée de l'étude

- Cette EPS incendie considère que la possibilité de deux feux indépendants en même temps est négligeable.
- De même, la possibilité qu'un autre événement interne, indépendant du feu, se produise en même temps qu'un incendie se produit est considéré comme négligeable.
- Les événements internes qui sont une conséquence de l'incendie sont considérés.
- Le feu induit par d'autres événements initiateurs n'est pas pris en compte dans cette analyse.

5.1.3 Les tâches de l'EPS incendie

La méthodologie utilisée est basée sur le document de l'AIEA intitulé « Développement et application d'un système d'évaluation probabiliste de sûreté de niveau 1 pour les centrales nucléaires ». Où l'agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) établie les mesures de sélection, et l'enchaînement des processus. La démarche suivie dans cette analyse est par le schéma de la figure 5.1

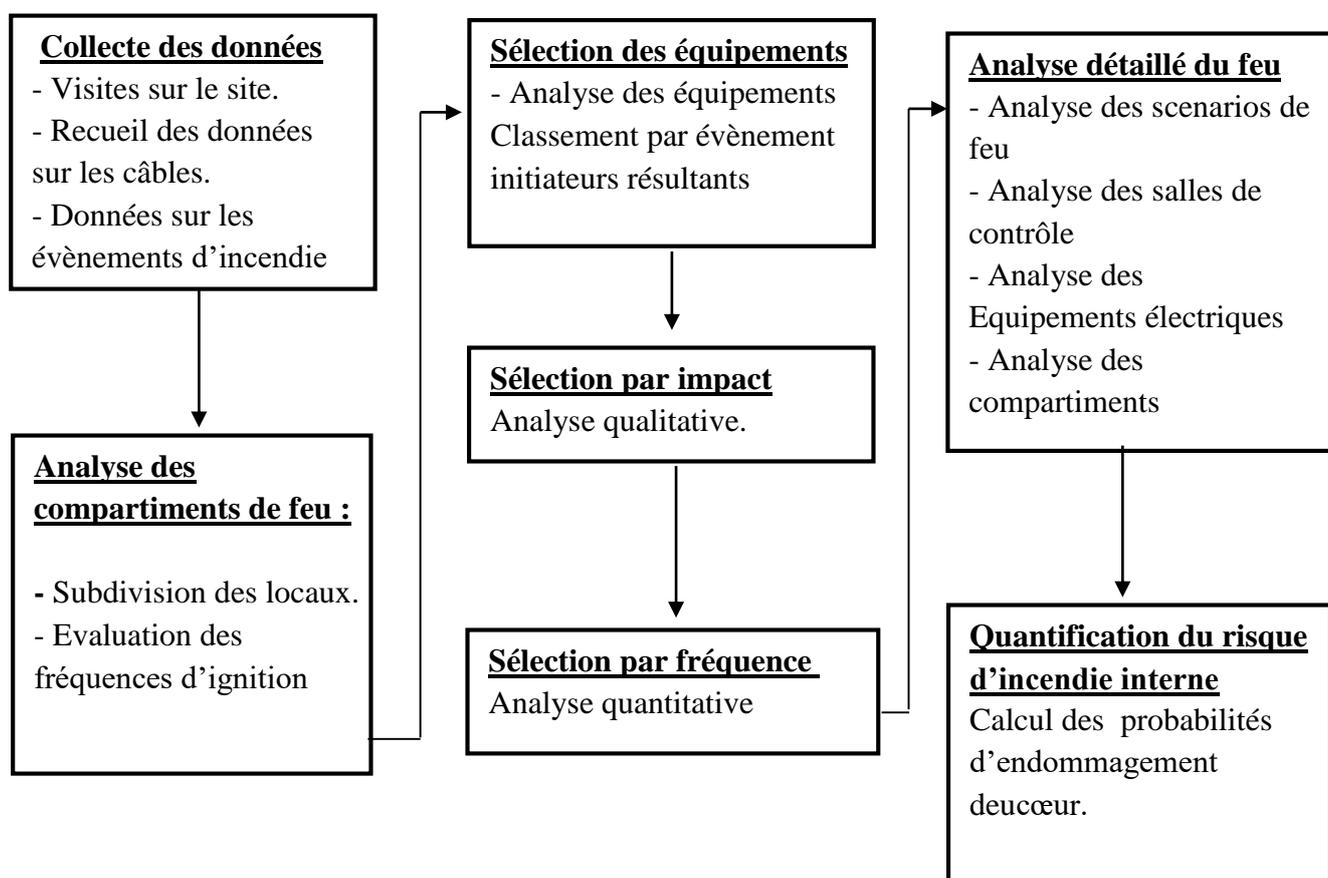


Figure 5.1 Enchaînement de l'EPS incendie

5.2 Les étapes de l'EPS incendie

5.2.1 Collecte des données

L'étape de collecte des données est une des étapes les plus importantes et plus critiques, car une bonne collecte implique directement un bon démarrage de l'analyse, aussi les informations sont à utiliser tout le long de la démarche d'implémentation.

Cette collecte d'information utilisera les résultats des études précédentes, mais elle réévalue aussi le comportement de l'installation en cas d'incendie. Des évaluations mettent en valeurs les systèmes de sureté et les systèmes anti-incendie.

Pour cette étape, nous avons programmé des visites des locaux du réacteur pour voir l'emplacement des câbles, des équipements, les différents systèmes utilisés, ainsi que les dimensions et la position des locaux. Les données collectées sont illustrées dans le tableau suivant :

Tableau 5. 1 : Données collectées sur les locaux du réacteur

Local	Dimension	Porte coupe-feu	Equipement	Système anti-incendie
Salle des transformateurs	H=3 L=10 l= 6	Porte coupe-feu	Transformateur 01 Transformateur 01 Batteries UPS Câbles	Détecteur de fumée, de température. Système d'extinction automatique.
Salle des tableaux électriques	H=3 L=6 l= 5	Porte coupe-feu	Tableau général 01 Tableau général 02 Tableau général 03 Câbles	Détecteur de fumée, de température. Système d'extinction automatique.
Circulation froide	H=3 L=7 l= 6	Porte coupe-feu	Câbles	Détection de fumée et de température.

Entrée du réacteur	H=3 L=5.5 l= 4	Porte coupe-feu	Câbles	Détection de fumée et de température
Sous-sol chaud	H=3 L=6 l= 5	Porte coupe-feu	Pompe primaire Pompe de transvasement des résines Pompe de purification Pompe des effluents actifs Câbles	Détecteur de fumée, de température.
Sous-sol froid	H=3 L=8 l= 4	Porte coupe-feu	Câbles TG	Détecteur de fumée, de température. Système d'extinction automatique.
Atelier chaud	H=3 L=8 l= 4	Porte coupe-feu	Tableau d'alimentation des moteurs	Détecteur de fumée, de température. Système d'extinction automatique.
Salle des ordinateurs	H=3 L=5 l= 4.5	Porte coupe-feu	Console principale de contrôle Câbles	Détecteur de fumée, de température. Système d'extinction automatique.

Salle de contrôle	H=3 L=7 l= 6	Porte coupe-feu	Console principale de contrôle Tableau de salle de contrôle Câbles	Détecteur de fumée, de température. Système d'extinction automatique.
Couloir	H=3 L=6 l= 5	Porte coupe-feu	câbles	Détecteur de fumée, de température. Système d'extinction automatique.
Salle des machines liées à l'ascenseur	H=3 L=9 l= 6	Porte coupe-feu	câbles	Détecteur de fumée, de température. Système d'extinction automatique.
Salle de ventilation froide	H=3 L=6 l= 4	Porte coupe-feu	câbles	Détecteur de fumée, de température. Système d'extinction automatique.
Salle de ventilation	H=3 L=6 l= 5	Porte coupe-feu	câbles	détecteur de fumée, de température. Système d'extinction automatique.
Salle du tableau de ventilation	H=3 L=8 l= 6	Porte coupe-feu	câbles	détecteur de fumée, de température.

				Système d'extinction automatique.
secrétariat	H=3 L=5 l= 4	Porte coupe-feu	Éléments de bureau	détecteur de fumée, de température. Système d'extinction automatique.
Dépôt général	H=3 L=8 l= 5.5	Porte coupe-feu	stockage	détecteur de fumée, de température. Système d'extinction automatique.
Salle des pompes de traitement d'eau	H=3 L=8 l= 4	Porte coupe-feu	Pompe de traitement	Détecteur de fumée, de température. Système d'extinction automatique.

5.2.2 Subdivisions des compartiments du feu.

La subdivision du bâtiment réacteur en différents lieux d'incendies, qui seront analysés individuellement, est une tâche essentielle de la FPSA qui permet une évaluation systématique des incendies.

Un compartiment coupe-feu est une pièce dont les limites résistent au feu pendant un certain temps. Ces limites ou barrières comprennent : les murs, les cloisons, les portes, les passages de câbles ou les tuyaux.

Une barrière coupe-feu est une barrière capable de remplir sa fonction d'isolation thermique, d'intégrité et de support de charge pendant une certaine période de temps lors d'un essai au feu. Le bâtiment est considéré comme un seul compartiment coupe-feu car il n'y a pas de séparation résistant au feu. Par conséquent, le bâtiment est séparé en cellules de feu, qui sont des subdivisions d'un compartiment de feu.

Les cellules incendiaires liées aux événements internes peuvent être vues dans le tableau 5.2 Ces cellules ont été sélectionnées parce qu'elles possèdent des équipements ou des câbles liés à la sûreté radiologique.

Tableau 5. 2: Cellules d'incendies

Cellule	Description
1.2	Salle des transformateurs
1.4	Salle des tableaux électriques
1.8	Circulation froide
1.11	Entrée du réacteur
1.13	Sous-sol chaud
1.14	Sous-sol froid
1.17	Atelier chaud
1.3	Salle des ordinateurs
2.14	Salle de contrôle
4.1	Couloir
4.2	Salle des machines liées à l'ascenseur
4.4	Salle de ventilation froide
4.5	Salle de ventilation
4.8	Salle du tableau de ventilation

Le tableau 5.3 montre les cellules contiguës à celles qui ont des équipements ou des câbles liés à la sûreté. Ces cellules seront également analysées car un feu dans ces cellules pourrait se propager aux cellules du feu.

Tableau 5. 3: Cellules contiguës aux cellules d'incendies

Cellule	Description
1.12	Cellule de transfert
1.1	Dépôt de stockage général
1.5	Salle des batteries
1.1	Circulation froide
1.6	Secrétariat
2.1	Hall de circulation froid

5.2.3 Sélection des équipements

❖ Analyse des équipements

Notre démarche d'analyse des locaux d'incendie s'est basée essentiellement sur la compréhension du rôle de chaque équipement dans l'installation. Pour cela nous avons conduit une analyse qualitative pour regrouper les éléments qui peuvent avoir des effets sur l'installation, ou bien les équipements dont les pannes sont induites par un incendie:

La démarche est la suivante :

- ✓ Produire un événement initiateur ;
- ✓ Affecter les fonctions de sûreté susceptibles d'atténuer un événement déclencheur ;
- ✓ Affecter les actions de l'opérateur après l'occurrence d'un événement déclencheur ;
- ✓ Produire des signaux parasites pouvant mener à d'autres situations dangereuses.

✓ Résultats

Les équipements qui peuvent initier un incendie sont majoritairement électriques ou électroniques avec quelques équipements mécaniques. Suivant les défaillances sur un des composants de ces systèmes, nous avons attribué à chaque événement interne (LOEP, LOFA, RIA), les locaux et les locaux respectifs.

Le tableau suivant nous montre les locaux où chaque événement initiateur peut être initié.

Tableau 5. 4 : Locaux où chaque événement initiateur peut être initié

Evènement initiateur	Locaux associé
LOEP	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Salle des transformateurs ▪ Salle des tableaux électriques ▪ Salle des Batteries

RIA	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Salle de Contrôle. ▪ Salle des Ordinateurs. ▪ Secrétariat. ▪ Dépôt général. ▪ Circulation froide. ▪ Couloir du réacteur. ▪ Salles des machines liées à l'ascenseur. ▪ Salles de ventilation froide. ▪ Salles de ventilation chaude. ▪ Tableau de ventilation.
LOFA	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Sous-sol Chaud. ▪ SAS d'entrée Réacteur. ▪ Couloir d'entrée froid. ▪ Salle des pompes de traitement d'eau. ▪ Atelier Chaud.

Après l'étapes de regroupement des évènements suivant leurs positions dans le réacteur, nous avons procédé à la sélection des scénarios d'incendie.

5.3 Sélection des scénarios

La partie de sélection des scénarios repose sur trois étapes principales, la première sera une élimination qualitative, les deux autres sont quantitatives. Ce qui suit est la démarche de la première étape de sélection.

5.3.1 Elimination des scénarios en fonction de leurs impacts

Notre démarche de sélection des scénarios en fonction de l'impact a pour but de regrouper et cerner les scénarios d'incendie par une démarche d'analyse de risque qualitative. Une démarche qui est structurée par les règles et les obligations de l'AIEA en termes d'impact (gravité) et de fréquence.

▪ Le choix de la méthode

Pour la sélection qualitative des scénarios, l'AIEA ne dicte pas des méthodes bien déterminées à suivre, il reste aux estimateurs de ces évènements de procéder au choix de la méthode adéquate.

Nous avons conduit une analyse des locaux en nous basant sur les critères suivants :

- ✓ Existence des matières combustibles dans le local.
- ✓ Existence des câbles reliés à la sûreté.
- ✓ Existence des câbles reliés à la salle de contrôle.
- ✓ Les possibilités de de propagations du feu aux locaux adjacents.
- ✓ La charge de l'incendie dans ces locaux est insignifiante.

▪ Les résultats de l'analyse

Les scénarios d'incendies qui ne sont pas significatifs, en raison de leur impact sont :

- ✓ La cellule de transfert
- ✓ Les circulations froides du hall
- ✓ La circulation froide
- ✓ Couloir

L'analyse a été entamée par l'identification des compartiments critiques et la spécification des scénarios d'incendies potentiels conservateurs. Les compartiments écartés n'ont pas d'impact potentiel sur la sûreté du réacteur, où elle est négligeable car la charge d'incendie est inférieure au niveau spécifié où les conditions suivantes sont remplies :

- ✓ Il n'y a aucun équipement qui pourrait causer un événement initial ou exiger un arrêt manuel.
- ✓ Il n'y a aucun équipement relatif à la sûreté, ni ses câbles ou ses systèmes de soutien.
- ✓ Le potentiel de propagation d'incendies à d'autres compartiments dotés d'équipements liés à la sûreté est très faible.

5.3.2 Elimination des scénarios basés sur la fréquence

La deuxième étape de sélection des scénarios est une étape quantitative, dont le but est d'éliminer les scénarios qui ont des fréquences d'endommagement du cœur inférieure à 10^{-5} .

Dans cette sélection nous avons considéré que :

- ✓ Chaque début d'incendie peut avoir un impact sur les câbles,

- ✓ Les systèmes de détection et d'extinction ne sont pas inclus,
- ✓ Le calcul des probabilités des évènements sera d'une façon surestimée.

Les résultats de l'étude qualitative nous a permis de répertorier les évènements avec l'attribution des locaux respectifs, et par conséquent les équipements responsables des évènements initiateurs.

Les tableaux suivants illustrent les probabilités de défaillance de chaque « équipement avec leurs références.

❖ L'évènement interne : Perte d'énergie électrique (LOEP)

Tableau 5. 5 : Fréquence d'allumage des composants liés à la perte d'énergie électrique

Salle des transformateurs – Salle des tableaux électriques			
Composants	Identifiant	Fréquence (/an)	Références
Transformateur 01	T01	$9,90.10^{-03}$	NUREG 6850 P 6-4
Transformateur 02	T02	$9,90.10^{-03}$	NUREG 6850 P 6-4
Tableau général 01	TG01	$4,50.10^{-02}$	NUREG 6850 P 6-4
Tableau général 02	TG02	$4,50.10^{-02}$	NUREG 6850 P 6-4
Tableau général 03	TG03	$4,50.10^{-02}$	NUREG 6850 P 6-4
Batteries	BATT	$7,50.10^{-04}$	NUREG 6850 P 6-3
UPS	UPS	$1,80.10^{-03}$	NUREG 6850 P 6-5
Câbles		$1,60.10^{-03}$	NUREG 6850 P 6-5

Tableau 5. 6: Composants dans les cellules adjacentes aux cellules incendiaires liées à la perte d'énergie électrique

Salle des Batteries			
Composants	Identifiant	Fréquence (/an)	Références
Batteries	BATT	$7,50.10^{-04}$	NUREG 6850 P 6-3
Câbles		$1,60.10^{-03}$	NUREG 6850 P 6-5

❖ **L'événement interne : Excès de Réactivité (RIA)**

Tableau 5. 7: Fréquence d'inflammation des composants liés à l'excès de réactivité

Salle de Contrôle (2.14)			
Composants	Identifiant	Fréquence (/an)	Références
Console principale de contrôle		$2,50.10^{-03}$	NUREG 6850 P 6-3
Tableau de salle de contrôle	TI-SC	$4,50.10^{-02}$	NUREG 6850 P 6-4
Câbles		$1,60.10^{-03}$	NUREG 6850 P 6-5
Salle des Ordinateurs (1.3)			
Composants	Identifiant	Fréquence (/an)	Références
Console principale de contrôle		$2,50.10^{-03}$	NUREG 6850 P 6-3
Câbles		$1,60.10^{-03}$	NUREG 6850 P 6-5

Tableau 5. 8 Composants dans les cellules adjacentes aux cellules du feu liées à un excès de réactivité

Secrétariat (1.6)			
Composants	Identifiant	Fréquence (/an)	Références
Éléments de bureau		$1,26.10^{-03}$	NUREG 6850 P 6-3
Dépôt général (1.1)			
Composants	Identifiant	Fréquence (/an)	Références
Stockage		$4,05.10^{-03}$	NUREG 6850 P 6-5

❖ **Événement interne : Perte de débit dans le système de refroidissement (LOFA)**

Tableau 5. 9 Fréquence d'inflammation des composants liés à la perte de débit dans le système de refroidissement

Sous-sol Chaud (1.13)			
Composants	Identifiant	Fréquence (/an)	Références
Pompe primaire	B1-1	4,60.10 ⁻⁰³	NUREG 6850 P 6-3
Pompe de transvasement des résines	B7	4,60.10 ⁻⁰³	NUREG 6850 P 6-3
Pompe de purification	B6	4,60.10 ⁻⁰³	NUREG 6850 P 6-3
Pompe des effluents actifs	B8	4,60.10 ⁻⁰³	NUREG 6850 P 6-5
Câbles		1,60.10 ⁻⁰³	NUREG 6850 P 6-4
SAS d'entrée Réacteur (1.11)			
Composants	Identifiant	Fréquence (/an)	Références
Câbles		1,60.10 ⁻⁰³	NUREG 6850 P 6-5
Couloir d'entrée froid (1.8)			
Composants	Identifiant	Fréquence (/an)	Références
Câbles		1,60.10 ⁻⁰³	NUREG 6850 P 6-5
Salle des pompes de traitement d'eau (1.14)			
Composants	Identifiant	Fréquence (/an)	Références
Pompe à eau déminéralisée		4,60.10 ⁻⁰³	NUREG 6850 P 6-3
Pompe à eau déminéralisée		4,60.10 ⁻⁰³	NUREG 6850 P 6-3
Pompe à eau déminéralisée		4,60.10 ⁻⁰³	NUREG 6850 P 6-3
Atelier Chaud (1.13)			
Composants	Identifiant	Fréquence (/an)	Références

Tableau (01) d'alimentation des moteurs	TFM1	4,50.10 ⁻⁰²	NUREG 6850 P 6-4
---	------	------------------------	-----------------------------

À partir des tableaux 5.5, 5.7 et 5.9, il est possible de calculer la fréquence des incendies pour chacune des cellules incendiaires.

Nous considérons que la probabilité que deux incendies se déclarent au même endroit comme est très faibles, donc le calcul sera directement réalisé en supposant que l'incendie se déclare dans un des équipements des cellules incendiaires.

Donc le calcul des probabilités sera le suivant :

$$P(LOEP) = \sum_{i=1}^n P(\text{équipement}_i) \dots\dots (5.1)$$

$$P(LOEP) = P(\text{Transformateur 01}) + P(\text{Transformateur 02}) + P(\text{Tableau général01}) + P(\text{Tableau général02}) + P(\text{Tableau général03}) + P(\text{Batteries}) + P(\text{UPS}) + P(\text{Câbles})$$

$$P(LOEP) = 9.90E-03 + 9.90E-03 + 4.50E-02 + 4.50E-02 + 4.50E-02 + 7.50E-04 + 1.80E-03 + 1.60E03$$

$$P(LOEP) = 1,59.10^{-1}$$

Nous procédons de la même manière pour les autres évènements, les résultats sont transcrits dans le tableau suivant :

Tableau 5. 10 : les probabilités des évènements induit par le feu

Evènement initié par un incendie	probabilité
LOEP incendie	1,59.10 ⁻¹
RIA incendie	5,32.10 ⁻²
LOFA incendie	1,77.10 ⁻¹

Pour pouvoir trancher sur ces scenarios, nous procédons à la construction des séquences accidentelles, par des arbres d'évènements en tenant compte des résultats des défaillances des systèmes de sureté du réacteur déjà calculées (chapitre 4) et en injectant la probabilité des évènements initiateurs induits par l'incendie.

Puis, en prenant en compte la possibilité de défaillance des systèmes de sûreté, les différentes contributions à la fréquence des dommages du cœur sont déterminées.

Il est à signaler que les composants des systèmes de sûreté et RPS se trouvent dans une pièce différente de celles analysées, il n'est donc pas considéré qu'ils puissent être affectés par un incendie dans les scénarios proposés.

5.3.3 Construction des séquences accidentelles en cas d'incendies

❖ Perte d'énergie électrique LOEP

La fréquence d'occurrence de cet événement interne, lorsqu'il est induit par un incendie, est donnée par la fréquence d'incendies dans la salle des transformateurs et dans la salle des tableaux électriques. Dans ce cas, il est considéré comme une seule cellule incendie tenant compte de la séparation physique des deux pièces.

La construction des séquences accidentelles dans ce cas, repose sur l'injection de la fréquence de cet événement et le calcul de la probabilité d'un endommagement du cœur.

- **Arbre d'évènements de LOEP-incendie**
 - ✓ L'arbre des évènements de LOEP-incendie est illustré dans la figure 5.2
- **Calcul des fréquences d'endommagement du cœur**

De l'arbre des événements, de la figure 5.2 nous pouvons déduire la fréquence d'endommagement du cœur, en additionnant les fréquences des états finaux de la deuxième séquence à la septième :

$$f_{CD}(LOEP\ incendie) = 3,62.10^{-5}$$

Perte électrique induit par un incendie	RPS - Système de Protection du Réacteur	Refrroidissement d'Urgence à Court Terme		Refrroidissement à Long Terme par Convection		Système de Ventilation en Mode d'Urgence	No.	Freq.	Conseq.	Code
		FW	FV	FW	SCMV					
Ei-LOEP	RPS-LOEP	FW	FV	SCMV	SCMV	SCMV	1	1,59E-01	SUCCESS	
							2	7,73E-07	PD-A	FV
							3	1,81E-09	PD-B	FV-SCMV
							4	3,70E-11	TD-A	FW
							5	8,68E-14	TD-B	FW-SCMV
							6	3,62E-05	ATWS_CAS_A	RPS-LOEP
							7	8,49E-08	ATWS_CAS_B	RPS-LOEP-SCMV

Figure 5.2 Arbre de défaillances de LOEP incendie cas 1

▪ **Interprétation des résultats**

Cette deuxième quantification des scénarios d'incendies, en supposant que chaque composant et équipement peut initier un incendie, sans prise en compte des systèmes anti-incendie et la construction des séquences accidentelles pour estimer la probabilité d'endommagement du cœur, montre que ce scénario a une grande probabilité d'endommager du cœur.

Compte tenu du résultat de la fréquence d'endommagement du cœur, ce scénario doit être analysé plus en détail.

❖ **Insertion de réactivité RIA**

Nous avons procédé de la même manière que l'évènement précédant, avec l'évènement RIA. L'arbre d'évènements qui modélise la réponse de l'installation, est donné dans la figure 5.3. Cet arbre intègre la probabilité de défaillance des systèmes de sûreté (RPS, SDS, STC, FV et SCMV), avec la fréquence d'endommagement du cœur initié par un évènement RIA-Incendie.

▪ **Arbre d'évènements RIA incendie.**

- ✓ L'arbre des évènements de RIA –incendie est illustré dans la figure 5.3.

De l'arbre d'évènements, on peut déduire la fréquence des dommages au noyau, en additionnant les fréquences des états finaux de la deuxième à la septième :

$$f_{CD}(RIA\ incendie) = 8.57 \times 10^{-5}$$

▪ **Interprétation des résultats**

L'arbre d'évènements de RIA-incendie nous donne une fréquence d'endommagement du cœur de l'ordre de 10^{-5} , une fréquence jugée très importante. Ce scénario doit alors être analysé plus en détails, en tenant compte de tous les systèmes présents.

RIA induit par un incendie	RPS - Système de Protection du Réacteur	Refroidissement d'Urgence à Court Terme	Refroidissement à Long Terme par Convection	Système de Ventilation en Mode d'Urgence	No.	Freq.	Conseq.	Code
IE-RIA	RPS-RIA	STC	FV	SCMV	1	5,32E-02	SUCCESS	
					2	2,59E-07	PD-A	FV
					3	6,07E-10	PD-B	FV-SCMV
					4	2,42E-17	TD-A	STC
					5	5,69E-20	TD-B	STC-SCMV
					6	8,57E-05	ATWS_CAS_A	RPS-RIA
					7	2,01E-07	ATWS_CAS_B	RPS-RIA-SCMV

Figure 5.3 : Arbre d'évènements de RIA incendie cas 1

❖ Perte de débit dans le système de refroidissement LOFA

Pour l'événement interne de perte de débit dans le système de refroidissement, les compartiments que nous avons pris en compte pour les équipements et les câbles liés aux pompes primaires sont : la salle de circulation à froid, la salle d'entrée du réacteur, le sous-sol froid et le sous-sol chaud.

Avec cet événement initiateur et sa fréquence, l'arbre d'événements correspondant qui modélise la réponse de l'installation est représenté par la figure 5.4 Ce dernier intègre la probabilité de défaillance des systèmes de sûreté (RPS, SDS, STC, FV et SCMV).

▪ Arbre des événements LOFA incendie

L'arbre des événements de LOFA-incendie est illustré dans la figure 5.4

De l'arbre des événements, on peut déduire la fréquence des dommages au noyau, en additionnant les fréquences des états finaux de deuxième au septième :

$$f_{CD}(LOFA \text{ incendie}) = 2.915 \times 10^{-4}$$

▪ Interprétation des résultats

La fréquence d'endommagement du cœur induit par in LOFA –incendie est de l'ordre de 10^{-4} , une fréquence jugée très élevée en comparant aux normes internationales. Pour cela ce troisième scénario sera encore une fois analysé, cette fois-ci en tenant compte des détails des locaux et de leurs probabilités d'initier un LOFA-incendie.

LOFA induit par un incendie	RPS - Système de Protection du Réacteur	Refroidissement d'Urgence à Court Terme	Refroidissement à Long Terme par Convection	Système de Ventilation en Mode d'Urgence	No.	Freq.	Conseq.	Code
EI-LOFA	RPS-LOFA	FW	FV	SCMV	1	1,77E-01	SUCCESS	
					2	8,60E-07	PD-A	FV
					3	2,02E-09	PD-B	FV-SCMV
					4	4,11E-11	TD-A	FW
					5	9,66E-14	TD-B	FW-SCMV
					6	2,84E-04	ATWS_CAS_A	RPS-LOFA
					7	6,67E-07	ATWS_CAS_B	RPS-LOFA-SCMV

Figure 5.4: Aarbre d'évènements de LOFA incendie cas 1

5.4 Analyse détaillée des scénarios

Le but de l'analyse détaillée est d'estimer les probabilités d'endommagement du cœur avec la prise en compte des systèmes de protection incendie existants, ou d'évaluer le potentiel d'endommagement des câbles dans les locaux où ces systèmes ne figurent pas.

❖ Les systèmes de protection et leurs emplacements :

- Le tableau suivant illustre les locaux à étudier avec leurs systèmes de protection anti-incendie.

Tableau 5. 11 : Locaux à étudier avec leurs systèmes de protection anti-incendie.

Evènement	Local	Système anti-incendie.
LOEP	Salle des transformateurs.	Système de détection et d'extinction automatique
	Salle des tableaux électriques.	Système de détection et d'extinction automatique
RIA	Salle de Contrôle	Système de détection et d'extinction automatique
	Salle des Ordinateurs	Système de détection et d'extinction automatique
LOFA	Sous-sol Chaud	Système de détection seulement
	SAS d'entrée Réacteur	Système de détection et d'extinction automatique
	Couloir d'entrée froid	Système de détection et d'extinction automatique
	Atelier Chaud	Système de détection et d'extinction automatique
	Salle des pompes de traitement d'eau	Système de détection seulement

▪ Remarque :

D'après le tableau 5.10, les salles des pompes de traitement d'eau, et le sous-sol chaud ne sont pas dotées de système d'extinction automatique.

▪ Explication

Le système d'extinction automatique du bâtiment utilise le gaz FM 200. Le système automatique contenant ce gaz est strictement interdit par les normes internationales dans les locaux proches du réacteur, comme c'est le cas pour les deux salles déjà citées.

5.4.1 Analyse détaillée

Après avoir estimé les séquences accidentelles des événements initiateurs sans tenir compte des systèmes automatiques de détection-extinction, ces systèmes ont été pris en considération dans cette analyse.

▪ Calcul des défaillances des systèmes de détection d'extinction

Pour les défaillances des systèmes de protection anti-incendie, on admet que les systèmes sont placés dans les meilleurs endroits, en quantité suffisante et utilisent un produit d'extinction adéquat.

Les probabilités de défaillances des systèmes de détection et d'extinction sont tirées directement des bases de données de l'AIEA, et sont transcrites dans le tableau suivant :

Tableau 5. 12 Probabilités de défaillances des systèmes Anti-incendie

Système	Probabilités de défaillances	référence
détection	$1,30.10^{-03}$	NUREG 5890
extinction	$1,80.10^{-02}$	NUREG 5890

Ces deux probabilités de défaillances sont injectées dans les arbres d'évènements de LOEP-incendie, et de RIA-incendie en tant qu'évènement basique.

5.4.2 Séquences accidentelles

❖ Arbres d'évènements LOEP-INCENDIE

La figure 5.6 représente l'arbre d'évènements de perte d'alimentation électrique induite par un incendie, avec l'introduction des systèmes anti-incendie.

▪ Interprétation :

La première branche analyse le succès ou l'échec du système de détection. En cas d'échec, on passe directement à tester le système de sûreté du réacteur RPS, l'échec ou le succès de ce système nous renvoie encore une fois à tester le reste des systèmes de sûreté. Les conséquences seront les même que celles déjà calculées dans nos précédentes évaluations. (Séquences 9

jusqu'à 15). Si le système de détection fonctionne correctement, il sera nécessaire d'analyser le système d'extinction. Dans le cas d'une réponse positive de ce système on aura directement un état de succès. Pour le cas échéant, il faut analyser les systèmes de sûreté du réacteur ou on revient à retomber sur les résultats des états finaux déjà calculés. (Séquences 2 à 8).

Loss of Electric Power induced by	Automatic Fire Detection	Automatic Fire Extinction	RPS - Système de Protection du Réacteur	Refroidissement d'Urgence à Court Terme	Refroidissement à Long Terme par Convection	Système de Ventilation en Mode d'Urgence	No.	Freq.	Conseq.	Code
LOOP-FIRE	DETECT	EXTINCT	RPS-LOEP				1	1,59E-01	SUCCESS	
							2	2,86E-03	SUCCESS	EXTINCT
							3	1,39E-08	PD-A	EXTINCT-FV
							4	3,27E-11	PD-B	EXTINCT-FV-SCMV
							5	6,65E-13	TD-A	EXTINCT-FW
							6	1,56E-15	TD-B	EXTINCT-FW-SCMV
							7	6,51E-07	ATWS_CAS_A	EXTINCT-RPS-LOEP
							8	1,53E-09	ATWS_CAS_B	EXTINCT-RPS-LOEP-SCMV
							9	2,07E-04	SUCCESS	DETECT
							10	1,00E-09	PD-A	DETECT-FV
							11	2,36E-12	PD-B	DETECT-FV-SCMV
							12	4,80E-14	TD-A	DETECT-FW
							13	1,13E-16	TD-B	DETECT-FW-SCMV
							14	4,70E-08	ATWS_CAS_A	DETECT-RPS-LOEP
							15	1,10E-10	ATWS_CAS_B	DETECT-RPS-LOEP-SCMV

Figure 5.5 : Aarbre d'évènements de LOEP incendie cas 1

❖ Calcul de la probabilité d'endommagement du cœur

La probabilité d'endommagement du cœur est la somme des probabilités de tous les états d'endommagement du cœur.

$P(\text{endommagement du cœur dans le cas LOEP incendie}) = 7,15 \cdot 10^{-7}$
--

▪ Interprétation des résultats

La probabilité d'endommagement du cœur dans le cas de perte d'alimentation électrique induite par un incendie, est de l'ordre de 10^{-7} . Après l'obtention de cette valeur, on peut conclure que cette installation est sûre dans le cas d'occurrence de ce type d'évènement.

❖ Arbre d'évènements de RIA-incendie

L'arbre d'évènements de la figure 5.6 représente l'enchaînement des évènements et les séquences accidentelles avec leurs probabilités de défaillances avec l'introduction des systèmes de détection et d'extinction en plus des systèmes de sureté du réacteur.

▪ Interprétation

Encore une fois pour cet évènement, la première branche analyse le succès ou l'échec du système de détection. En cas d'échec, on passe directement au test du système de sureté du réacteur RPS, l'échec ou le succès de ce système nous renvoie encore une fois à tester le reste des systèmes de sureté. Les conséquences seront les même que celles déjà trouvées dans nos précédentes évaluations des évènements internes (séquences 9 jusqu'à 15).

Si le système de détection fonctionne correctement, il sera nécessaire d'analyser le système d'extinction. Dans le cas d'une réponse positive de ce système on aura directement un état de succès. Pour le cas échéant, il faut analyser les systèmes de sureté du réacteur où on retombe sur les résultats des états finaux déjà trouvés dans les évènements internes. (Séquences 2 à 8)

Reactivity Excess Accident induced by	Automatic Fire Detection	Automatic Fire Exinction	RPS - Système de Protection du Réacteur	Refrigidissement d'Urgence à Court Terme	Refrigidissement à Long Terme par Convection	Système de Ventilation en Mode d'Urgence	No.	Freq.	Conseq.	Code
RIA-FIRE	DETECT	EXTINCT	RPS-RIA	STC	FV	SCMV	1	5,32E-02	SUCCESS	
							2	9,58E-04	SUCCESS	EXTINCT
							3	4,6	PD-A _DAMAGE_CRA	EXTINCT-FV
							4	1,0	PD-B _DAMAGE_CRB	EXTINCT-FV-SCMV
							5	4,3	TD-A _DAMAGE_CAS_A	EXTINCT-STC
							6	1,0	TD-B _DAMAGE_CBS	EXTINCT-STC-SCMV
							7	1,54E-06	ATWS_CAS_A	EXTINCT-RPS-RIA
							8	3,62E-09	ATWS_CAS_B	EXTINCT-RPS-RIA-SCMV
							9	6,92E-05	SUCCESS	DETECT
							10	3,3	PD-A _DAMAGE_CRA	DETECT-FV
							11	7,8	PD-B _DAMAGE_CRB	DETECT-FV-SCMV
							12	3,1	TD-A _DAMAGE_CAS_A	DETECT-STC
							13	7,4	TD-B _DAMAGE_CAS_B	DETECT-STC-SCMV
							14	1,11E-07	ATWS_CAS_A	DETECT-RPS-RIA
							15	2,62E-10	ATWS_CAS_B	DETECT-RPS-RIA-SCMV

Figure 5.6 Arbre d'évènements de RIA incendie

- **Calcul de la probabilité d'endommagement du cœur**

La probabilité d'endommagement du cœur est la somme des probabilités de tous les états d'endommagements du cœur

P (endommagement du cœur dans le cas RIA incendie) = $1,66.10^{-6}$
--

La probabilité d'endommagement du cœur dans le cas d'accidents d'insertion de réactivité induits par un incendie, est de l'ordre de 10^{-6} . Après l'obtention de cette valeur, on peut conclure que cette installation est sûre dans le cas d'occurrence de ce type d'évènements car les normes internationales admettent un seuil de 10^{-5} .

5.4.3 Évènement de perte de débit de refroidissement LOFA

Après l'analyse des locaux responsables de ce type d'évènement, nous avons remarqué l'absence de système d'extinction automatique dans deux salles, (Sous-sol Chaud et Salle des pompes de traitement d'eau). Nous nous sommes posé la question sur ce choix .pour savoir si un système d'extinction est obligatoire ou pas, et la possibilité d'endommagements des câbles responsables d'actionner les pompes de refroidissement. Nous avons décidé d'analyser le potentiel de dégagement de chaleur dans le cas d'un début de feu dans un des moteurs électriques reliés à la pompe.

❖ Démarche d'analyse

Les câbles électriques qui commandent les moteurs des pompes sont placés au-dessus des pompes, pour la salle du sous-sol chaud, et au-dessus du tableau d'alimentation.

Cette analyse se focalisera sur ces deux salles uniquement car les autres salles ont des équipements qui provoqueront directement un évènement LOFA suite à un départ de feu d'un des composants déjà cités dans le tableau 5.9.

Pour cette analyse nous avons opté pour le logiciel PyroSim pour estimer la température maximale à la position des câbles.

❖ Présentation du logiciel PYROSIM fds

PyroSim est une interface utilisateur graphique pour le simulateur de dynamique du feu (FDS). Les modèles de FDS peuvent prévoir les fumées, la température, le taux d'oxyde de carbone, et d'autres substances pendant les feux. Les résultats de ces simulations sont employés pour assurer la sûreté des bâtiments et tous types d'installations. Fire Dynamics Simulator (FDS) est un code CFD qui modélise les écoulements typiques des gaz en cas d'incendie. Le logiciel résout numériquement une forme simplifiée de l'équation de Navier-Stokes appropriée aux écoulements lents régis par les forces de convection naturelle. Il prend soin de représenter au mieux le transport des fumées et de la chaleur. FDS a été développé pour résoudre des problèmes pratiques de l'ingénierie de la sécurité incendie et, parallèlement, pour fournir un outil pour la recherche fondamentale en dynamique du feu et en combustion. Le FDS est basé sur la méthode de simulation des grandes échelles (LES), il est destiné principalement pour la simulation des incendies. Il prend en charge [20]:

- ✓ Le transfert de chaleur convectif et radiatif entre la flamme et la surface du liquide.
- ✓ La pyrolyse.
- ✓ La propagation de la flamme et l'évolution du feu.
- ✓ L'activation des détecteurs de chaleur et des fumées.

L'approche LES connaît actuellement un fort développement, notamment pour l'étude de la combustion turbulente dans de nombreux contextes (moteurs, brûleurs, incendies, etc.). La méthode du type LES consiste à calculer directement le mouvement tridimensionnel et instationnaire (Navier-Stokes) des gros tourbillons et à modéliser les petits tourbillons qui ont un caractère beaucoup plus universel. Cette méthode est justifiée dans le cas où l'écoulement est caractérisé par des oscillations déterministes et/ou dans le cadre de notre étude, où la connaissance des champs de vitesse, température et de concentration instantanés se révèle précieuse pour la prédiction de la propagation de flamme. La méthode de type LES consiste à appliquer un filtre passe-bas en fréquence. L'énergie turbulente est dissipée à la fréquence de coupure et liée à la résolution du maillage [20].

❖ Données recueillies pour le calcul

Les salles sont de formes rectangulaires avec les dimensions suivantes :

- **Atelier chaud** : longueur : 6 m, largeur : 5 m et 3 m de hauteur. Le moteur électrique sera positionné au centre de la salle avec les dimensions suivantes : Une longueur de 80 cm, une largeur de 50 cm et une élévation du sol de 50 cm.
- **Sous-sol-froid** : longueur de 8 m sur une largeur de 4 m avec une hauteur de 3 m, le moteur de la pompe sera de 80 cm sur 80 cm avec une élévation de 50 cm.

❖ Création du domaine de calcul

- **Atelier chaud**

Entrer les dimensions des deux salles et calculer le maillage qui sera utilisé :

Tableau 5. 13 : Domaine de calcul avec le logiciel PyroSim FDS

salles	Dimension	Distance entre les nœuds	maillages
atelier chaud	6m x 5m x 3m	10 cm	90 000
Salles des pompes	8mx 4m x 3m	10 cm	96 000

On fait entrer les valeurs suivantes dans PyroSim :

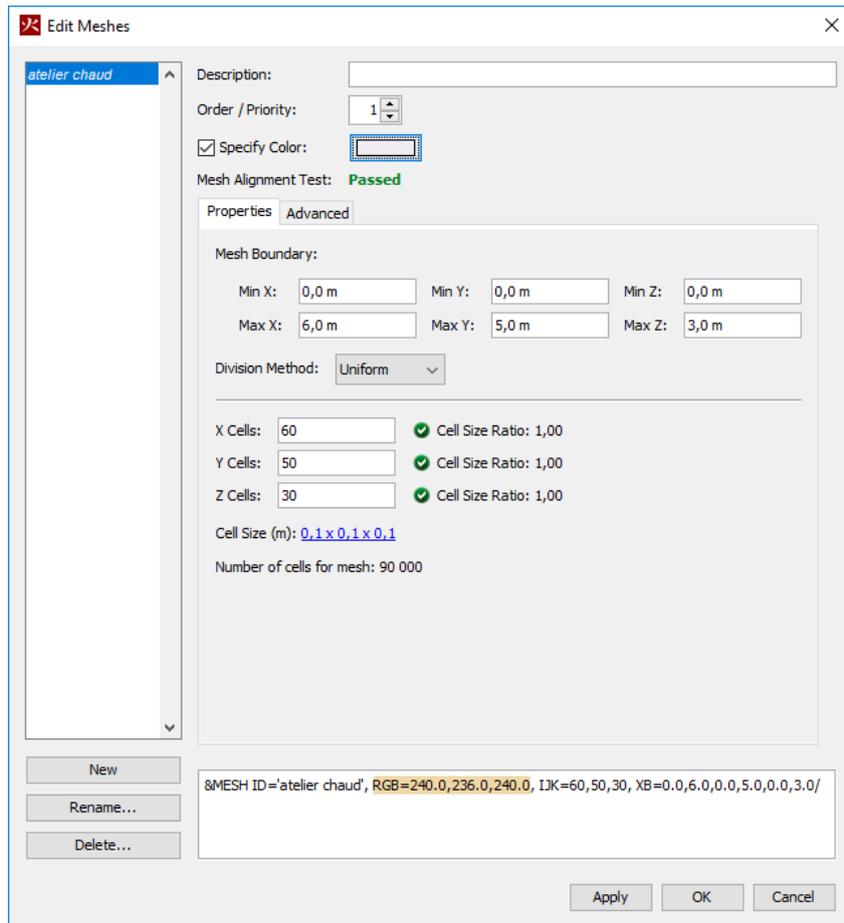


Figure 5.7 Création de domaine de calcul avec pyrosim

- **Création du model représentatif du moteur**

Nous avons approché le model a une forme cubique, avec les dimensions déjà données.

Pour introduire cela dans le logiciel, il suffit d'introduire la fonction ' création de nouvelles obstruction ', nous avons introduit les valeurs et spécifié la surface comme étant la surface ' Burner' avec l'introduction du taux de chaleur par unité de surface qui sera dégagé, pour notre premier cas c'est 80 kW/m^2 (Référence NUREG 6850).

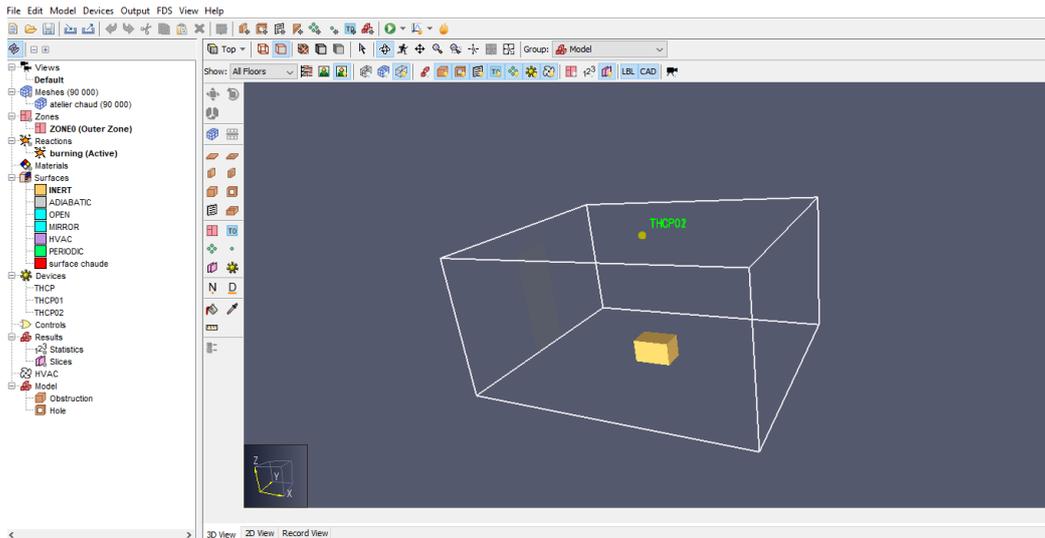


Figure 5.8 : Création du model représentatif du moteur électrique

Ce logiciel intègre une fonctionnalité très importante, qui calcule des températures à n'importe quel endroit du domaine de calcul, il suffit d'introduire avec la commande *device* un thermocouple et le positionner à l'endroit où on veut avoir la température. Pour notre cas, nous avons supposé que les câbles sont à une hauteur de 2,9 m du sol, pour cela nous avons positionné le thermocouple a cette hauteur juste au-dessus du moteur électrique.

Et pour finir introduire les plans pour visualiser les taux de chaleur et la température avec SMOKEVIEW, pour cela nous avons placé les plans au milieu, à $x=3$ m, et un autre à la position $y=2,5$ m.

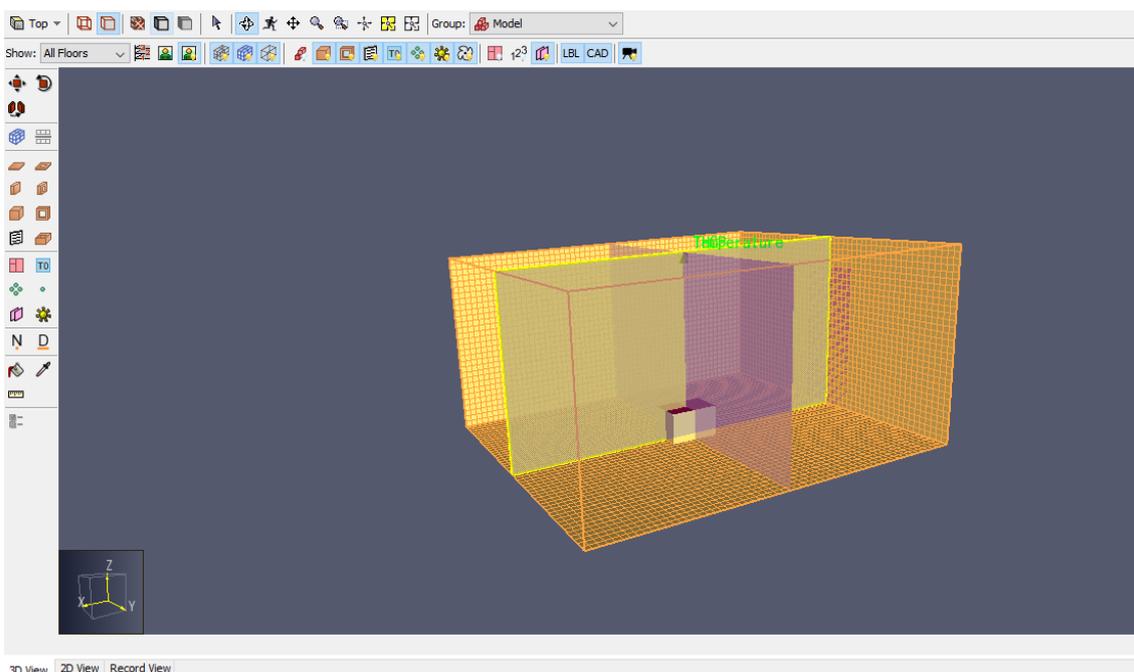


Figure 5.9 : Placement de la commande DEVICE dans PyroSim

❖ Résultats

Les résultats de cette première manipulation sont les suivants :

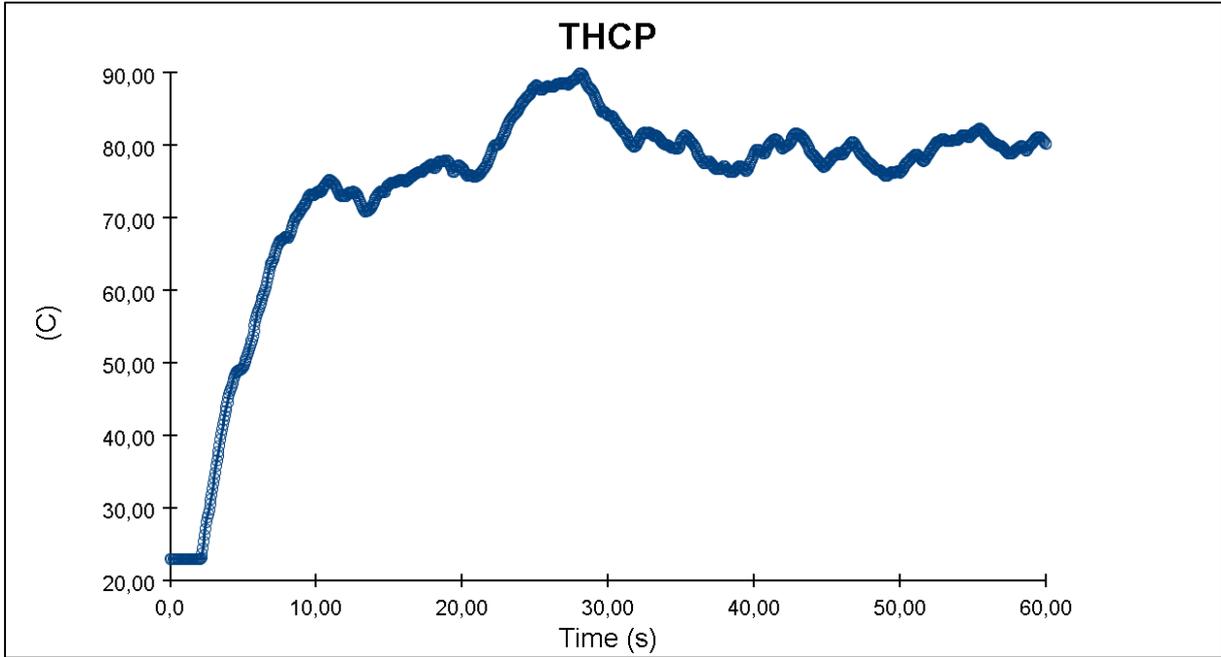


Figure 5.10: Représentation du développement de la température auprès des câbles dans l'atelier chaud.

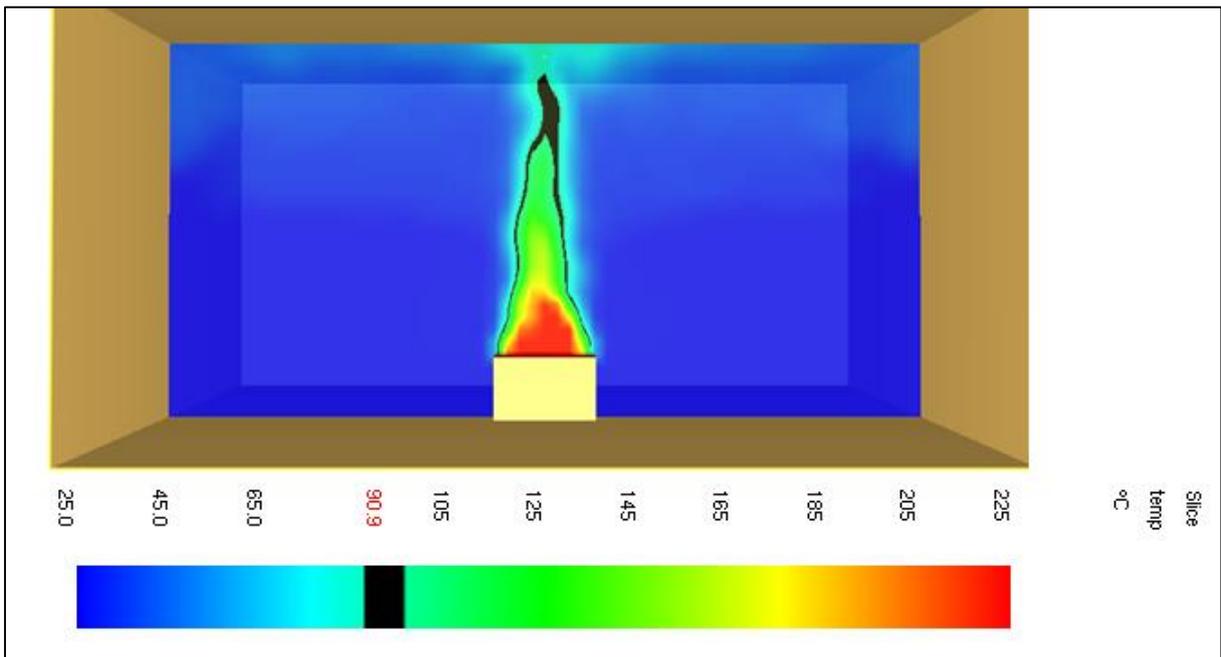


Figure 5.11: Modélisation SMOKEVIEW du dégagement de chaleur

dans le moteur électrique.

La même démarche a été suivie pour la salle du sous-sol froid (salle des pompes) les résultats sont les suivants :

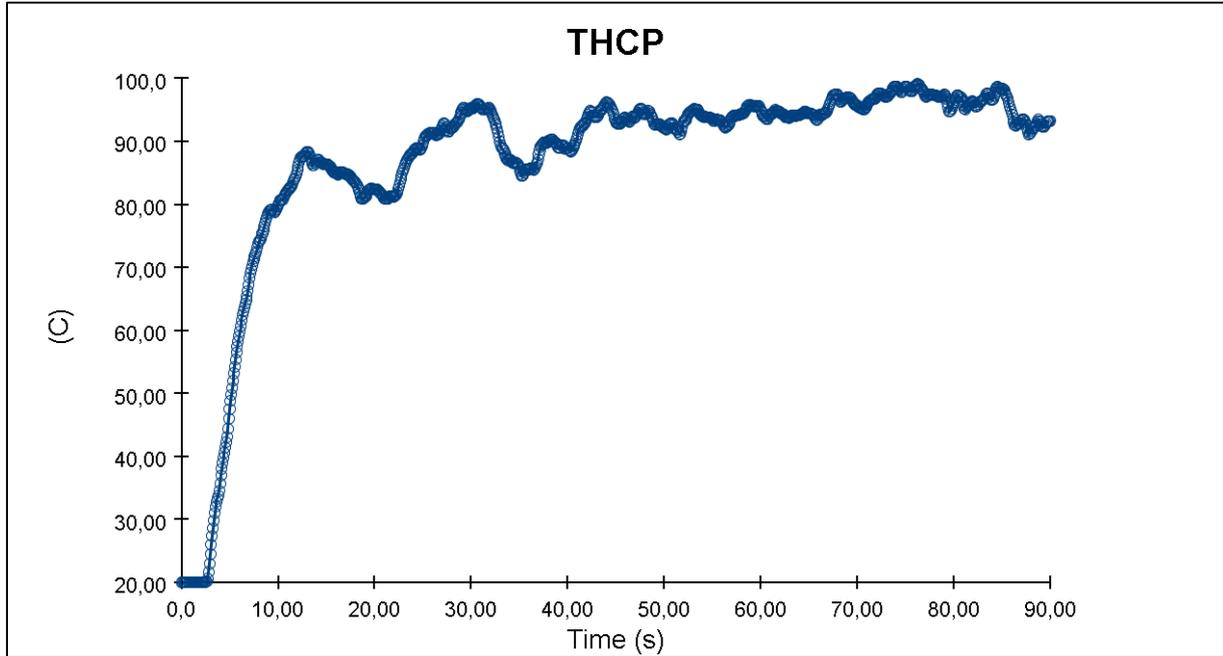


Figure 5.12: Représentation de développement de la température auprès des câbles pour le sous-sol froid

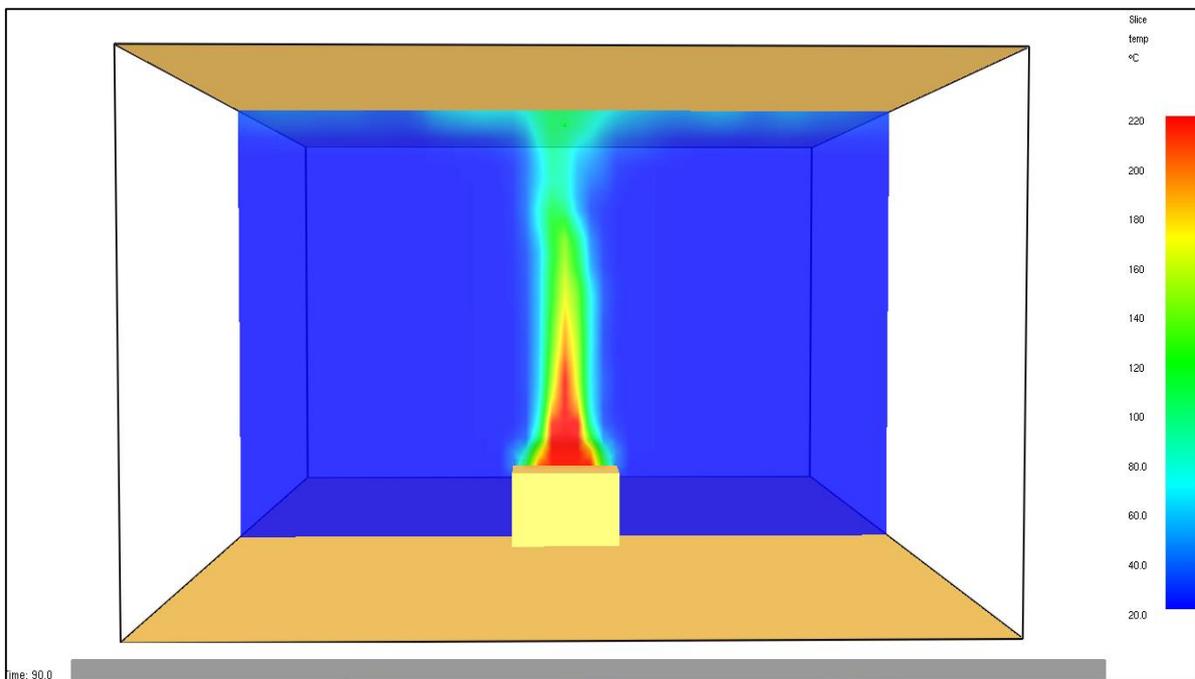


Figure 5.13: Modélisation SMOKEVIEW du dégagement de chaleur dans le moteur électrique dans le sous-sol froid

5.4.4 Interprétations des résultats

Avant de procéder à l'interprétation des résultats, il est primordial de connaître la nature des câbles, leurs propriétés thermiques, et leur résistivité dans le cas d'un incendie.

❖ Informations sur les câbles utilisés

- **Type de câble :** Cu/XLPE/LSZH

L'isolation de tous les câbles est en XLPE (polyéthylène réticulé), ils appartiennent donc au type de câbles appelés thermodurcissables.

Compte tenu du fait que les câbles sont de type thermodurcissable, le critère de défaillance des câbles correspond à la température de défaillance reportée dans le Tableau 5.10. Ce critère de défaillance est décrit dans "NUREG / CR-6850: Installations nucléaires".

▪ Critères de défaillance des câbles

Tableau 5. 14: Critères de défaillance des câbles de type thermodurcissable selon [NUREG 6850]

Température d'exposition [° C]	Temps de défaillance [min]
330	28
350	13
370	9
390	7
410	5
430	4
450	3
470	2
490	1

Le tableau des critères de défaillance montre que la température de défaillance est sur une plage de 330 °C jusqu'à 490 °C.

En analysant les résultats des graphes représentés par les figures 5.10 et 5.12 et les figures 5.11 et 5.13, la température maximale de l'atelier chaud ne dépassera pas les 92 °C, et dans le cas de la salle des pompes (sous-sol froid) la température de 100 °C.

En se basant sur les résultats obtenus et les données du tableau de défaillances des câbles, nous concluons que ces deux salles peuvent être écartées des locaux d'incendies pour le cas de l'évènement LOFA.

D'après ces résultats le seul équipement qui peut induire un LOFA-incendie est le tableau général TFM1 car un début de feu dans ce dernier engendrera directement un arrêt des moteurs électriques reliés aux pompes.

Ces résultats impliquent que la probabilité de LOFA incendie sera directement reliée à la probabilité d'un départ de feu dans le tableau général TFM1.

$$P(\text{LOFA incendie}) = 4,5 \cdot 10^{-2}$$

5.4.5 Séquences accidentelles

❖ Arbre d'évènements

La figure 5.14 illustre l'arbre des évènements de LOFA-incendie avec les probabilités de chaque séquence.

LOFA due to Fire in the electric board TFM1	RPS - Système de Protection du Réacteur	Refroidissem ent à Court Terme		Refroidissem ent à Long Terme par Convection		Système de Ventilation en Mode d'Urgence		No.	Freq.	Conseq.	Code
		FW	FW	FV	SCMV						
	RPS-LOFA							1	4,50E-02	SUCCESS	
								2	2,19E-07	PD-A	FV
								3	5,13E-10	PD-R	FV-SCMV
								4	1,05E-11	TD-A	FW
								5	2,46E-14	TD-B	FW-SCMV
								6	7,23E-05	ATWS_CAS_A	RPS-LOFA
								7	1,70E-07	ATWS_CAS_B	RPS-LOFA-SCMV

Figure 5. 14: Arbre d'évènements de LOFA incendie

▪ **Interprétation**

L'évènement de perte de débit de refroidissement induit par un incendie interne suit directement l'enchaînement des évènements d'un LOFA général (étudié au chapitre 4).

La première branche teste le système d'arrêts du réacteur, un échec dans ce système donnera directement un arrêt transitoire sans SCRAM (ATWS), dans le cas de succès on teste les autres systèmes de sûreté du réacteur. Le système de refroidissement d'urgence est alors testé, en cas de son échec, nous aurons un endommagement total, en cas de succès on teste alors le refroidissement à long terme, un échec dans ce système engendrera un endommagement partiel de cœur. Le seul enchaînement où le système arrive à un succès est dans le cas du succès de tous les systèmes de sûreté.

❖ Calcul de la probabilité d'endommagement du cœur

La probabilité d'endommagement du cœur est la somme des probabilités de tous les états d'endommagements du cœur de l'état 2 à l'état 7.

$P(\text{endommagement du cœur dans le cas LOFA incendie}) = 7,27 \cdot 10^{-5}$
--

▪ Interprétation des résultats

La probabilité d'endommagement du cœur dans le cas d'accident de perte de débit de refroidissement induit par un incendie, est de l'ordre de 10^{-5} . Après l'obtention de cette valeur, on peut conclure que cette installation est sûre dans le cas d'occurrence de ce type d'évènement .car les normes internationales admettent un seuil de 10^{-5} .

▪ Récapitulatif des résultats des deux analyses quantitatives.

Tableau 5. 15 : Récapitulatif des résultats des deux analyses quantitatives

	Evènement initiateur	Probabilité d'endommagement du cœur (an⁻¹)
analyse semi-quantitative	LOFA-INCENDIE	$2,915 \cdot 10^{-4}$
	LOEP-INCENDIE	$3,62 \cdot 10^{-5}$
	RIA-INCENDIE	$8,57 \cdot 10^{-5}$
Analyse détaillée	LOFA-INCENDIE	$7,27 \cdot 10^{-5}$
	LOEP-INCENDIE	$7,15 \cdot 10^{-7}$
	RIA-INCENDIE	$1,66 \cdot 10^{-6}$

5.5 Contribution des défaillances des événements dans la séquence d'endommagement du cœur en cas d'incendies.

Le tableau suivant illustre les pourcentages des contributions des différents événements :

Tableau 5. 16 : Contribution des différents événements dans l'endommagement du cœur

Evènement initiateur	Probabilité	Contribution
LOFA incendie	7,27E-05	97%
RIA incendie	1,66E-06	2%
LOEP incendie	7,15E-07	1%

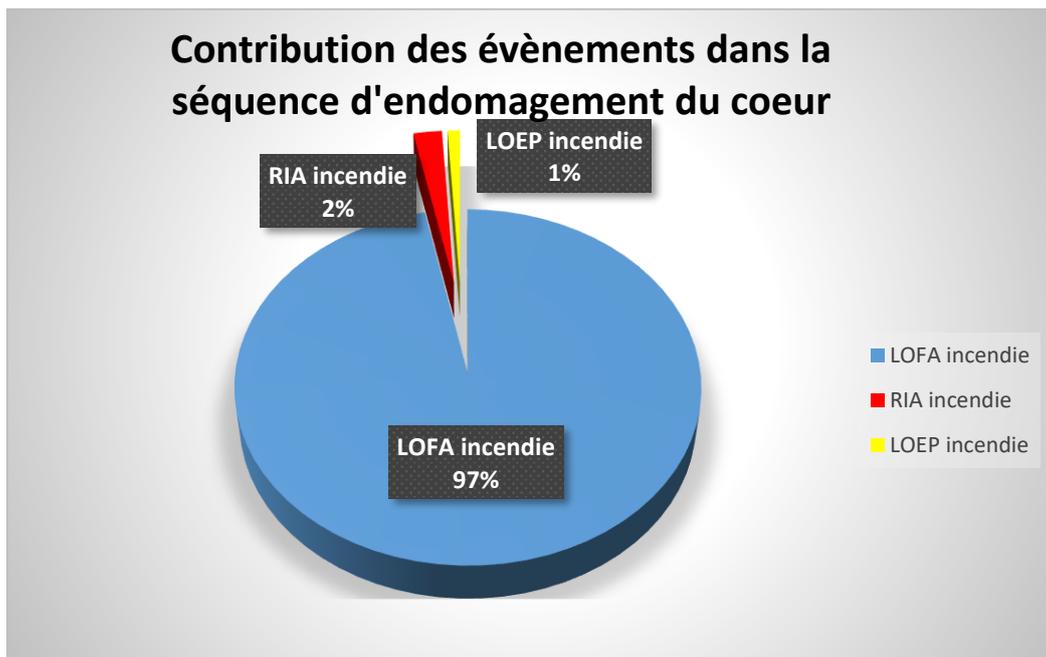


Figure 5. 15: Diagramme représentatif des contributions de chaque événement interne

- Commentaire

La représentation montre que la contribution la plus importante dans l'endommagement du cœur est celle de l'évènement LOFA avec 97%. Cela s'explique par l'absence d'un système d'extinction automatique.

Les résultats de ces contributions nous incitent à chercher les causes et les différentes contributions à l'échelle des composants, pour mieux cerner les problèmes et essayer de proposer des solutions.

Dans le dernier chapitre de notre étude d'implémentation des EPS incendie, nous avons en premier lieu sélectionné les locaux responsables de chaque évènements initiateur à savoir LOFA -incendie, RIA- incendie, LOEP-incendie. Une première quantification des scenarios pour l'occurrence de ces évènements a donné les résultats suivants :

- **LOFA-Incendie = $1,77.10^{-1}$**
- **RIA-Incendie = $5,32.10^{-2}$**
- **LOEP-Incendie = $1,59.10^{-1}$**

Cela a été complété par des analyses des séquences accidentelles dans le but d'estimer la probabilité d'endommagement du cœur.

- **$f_{CD}(\text{LOEP incendie}) = 3,62.10^{-5}$**
- **$f_{CD}(\text{RIA incendie}) = 8,57 . 10^{-5}$**
- **$f_{CD}(\text{LOFA incendie}) = 2,915 . 10^{-4}$**
- **$f_{\text{totale}}(\text{endommagement de cour}) = 4,13 . 10^{-4}$**

Les résultats obtenus ont été jugés élevés en se référant aux normes internationales qui dictent un seuil minimal de 10^{-5} pour la fréquence total d'endommagement. Ce qui a conduit à une étude détaillée des scenarios.

Dans l'étude détaillée nous avons inclus les probabilités de défaillance des systèmes anti incendie pour les évènements RIA et LOEP en les injectant directement dans les arbres d'évènements déjà construits dans l'analyse précédente. L'évènement LOFA a été analysé pour voir le taux de dégagement de chaleurs des équipements responsables de son apparition, par le biais du logiciel Pyrosim FDS pour voir la probabilité d'apparition d'un LOFA-incendie. Les résultats sont les suivants :

- **$P(\text{Détection}) = 1,30.10^{-03}$**
- **$P(\text{Extinction}) = 1,80.10^{-02}$**
- **$P(\text{LOFA incendie}) = 4,5 . 10^{-2}$**

Après avoir injecté ces valeurs dans les arbres d'évènements, nous avons eu les résultats suivants concernant l'endommagement du cœur.

- **P** endommagement de cœur (**LOFA-INCENDIE**) = **$7,27.10^{-5}$**
- **P** endommagement de cœur (**LOEP-INCENDIE**) = **$7,15.10^{-7}$**
- **P** endommagement de cœur (**RIA-INCENDIE**) = **$1,66.10^{-6}$**

Les résultats obtenus sont jugés acceptables et l'installation est sûre dans le cas d'un évènement d'incendie interne.

CONCLUSION

L'industrie nucléaire est un des facteurs essentiels qui ont changé l'image du monde actuel, mais parfois cause de terribles dommages, voire de catastrophes. La sûreté dans ce domaine est primordiale et aucune erreur n'est permise, tout type de menace doit être pris en compte.

Dans le cadre de notre travail, l'implémentation d'une étude probabiliste de sûreté dans le cas d'un incendie interne nous a permis de déterminer en premier lieu les événements initiateurs pouvant être engendrés par un incendie interne et qui sont au nombre de 3 à savoir :

- La Perte de débit de refroidissement
- La Perte d'alimentation électrique
- L'Insertion de réactivité

Le calcul des probabilités d'occurrences de ces événements nous a donné respectivement $7,25.10^{-2}/\text{an}$, **2 coupures/an** et $8,42.10^{-2}/\text{an}$.

Nous remarquons que ces probabilités sont relativement élevées, ce qui nous a conduits à établir des analyses fiabilistes et d'estimer les probabilités de défaillances des quatre systèmes de sûreté et qui sont :

- Le Système d'arrêt de réacteur RPS ;
- Le Système de refroidissement d'urgence FW ;
- Le Système de refroidissement à long terme FV ;
- Le Système de confinement SCMV.

Les probabilités obtenues sont inférieures à 10^{-3} , ce qui nous a permis d'affirmer que ces systèmes de sûreté sont conformes aux normes.

La sûreté du réacteur est une préoccupation majeure, aussi, nous avons conduit une analyse des séquences accidentelles dans le but d'estimer les probabilités d'endommagement du cœur. Les résultats sont inférieurs à 10^{-5} . Cela prouve que le réacteur est dans un état sûr.

Nous avons procédé également à l'implémentation des EPS-incendie. L'implémentation consiste à la sélection des scénarios d'incendies selon trois étapes et est basée sur :

- Le choix qualitatif des locaux siège d'un début de feu.
- Les fréquences de départ de feux dans les locaux préalablement sélectionnés
- Une étude détaillée.

La première sélection nous a permis d'éliminer quatre (04) locaux du bâtiment du réacteur, à savoir : la cellule de transfert, les circulations froides du hall, la circulation froide et le couloir.

La deuxième sélection consiste à la sélection par fréquences. Dans ce cas nous avons calculé les probabilités d'occurrences des événements initiateurs LOFA-incendie, LOEP-incendie et RIA-incendie, les résultats obtenus sont respectivement $1,77.10^{-1}$; $1,59.10^{-1}$ et $5,32.10^{-2}$.

Les valeurs élevées de ces résultats nous ont amenés à quantifier les séquences accidentelles et les probabilités d'endommagement du cœur. Les valeurs obtenues pour la séquence d'endommagement du cœur sont de l'ordre de 10^{-4} . Les résultats les plus élevés de ces scénarios ont fait l'objet d'une étude détaillée.

Ainsi, l'étude détaillée des scénarios de départ de feux, entreprise dans la troisième étape de sélection a eu pour objet l'analyse de chaque cellule de feu par l'inclusion des systèmes anti-incendie ou par estimation du taux de dégagement de chaleur de certains équipements.

Pour les locaux responsables des événements LOEP-incendie et RIA-incendie, la globalité des locaux ont été maintenus, quant à LOFA-incendie les locaux sous-sol froid et atelier chaud ont été éliminés. La nouvelle fréquence de l'évènement LOFA-incendie est de $4,5.10^{-2}$.

Les résultats obtenus pour les séquences d'endommagements du cœur après la considération des systèmes anti-incendie sont respectivement pour LOFA-incendie, LOEP-incendie et RIA-incendie comme suit, $7,27.10^{-5}$; 15.10^{-7} et $1,66.10^{-6}$. Ces résultats sont jugés comme très acceptables et permettent de conclure que l'installation étudiée est très sûre par rapport à un incendie interne en se référant aux normes d'acceptabilité de l'AIEA.

Au final, les résultats de cette étude probabiliste de sûreté, nous ont permis de conclure que :

- L'installation modèle d'un réacteur de puissance de 03 MW objet de l'étude est sûre dans le cas d'un incendie interne.

- Les scénarios d'accidents pouvant avoir lieu sur le site sont acceptables par rapport au critère d'acceptabilité.
- La présente étude a complété l'étude probabiliste de sûreté menée en 2017.
- Pour compléter le travail des EPS incendie interne, il y a lieu d'étudier les défaillances de causes commune, la fiabilité humaine ainsi que d'étendre l'analyse à l'échelle des composants.
- L'étude probabiliste d'autres événements internes et externes, à savoir l'inondation et le séisme peuvent faire l'objet d'un futur travail pour compléter cette EPS.

Références bibliographiques

-
- [1] AIEA, IAEA-TECDOC-1421 EXPERIENCE GAINED FROM FIRES IN NUCLEAR POWER PLANTS, AIEA, 2004.
- [2] AIEA, SAFETY ASSESSMENT FOR RESEARCH REACTORS AND PREPARATION OF THE SAFETY ANALYSIS REPORT, AIEA , 2005.
- [3] INVAP, EVALUATION DE SURETE DE REACTEUR NUR, DRARIA: INVAP, 1989.
- [4] A. BENZENOUNE, S. ABERKANE, ELABORATION DES ETUDES PROBABILISTES DE SURETE D'UN REACTEUR NUCLEAIRE DE RECHERCHE, PROJET DE FIN D'ETUDES, ENP, 2017.
- [5] I. A. E. AGENCY, ASSESSMENT OF DEFENCE IN DEPTH FOR NUCLEAR POWER PLANTS, IAEA, 2005.
- [6] U. N. R. COMMISSION, INDUSTRY-AVERAGE PERFORMANCE FOR COMPONENTS AND INITIATING EVENTS AT U.S. COMMERCIAL NUCLEAR POWER PLANTS, IDAHO NATIONAL LABORATORY, 2001.
- [7] O. F. E. C.-O. A. DEVELOPMENT, COLLECTION AND ANALYSIS OF FIRE EVENTS (2010-2013) - EXTENSIONS IN THE DATABASE AND APPLICATIONS, AIEA, 2015.
- [8] I. A. E. AGENCY, SPECIFIC SAFETY GUIDE NO. SSG-3, IAEA, 2010.
- [9] I. A. E. AGENCY, SAFETY ASSESSMENT FOR RESEARCH REACTORS AND PREPARATION OF THE SAFETY ANALYSIS REPORT, IAEA , 2012.
- [10] AIEA, SG-3 - DEVELOPMENT AND APPLICATION OF LEVEL 1 PROBABILISTIC SAFETY ASSESSMENT FOR NUCLEAR POWER PLANTS, IAEA EDITION, 2010.
- [11] J. LIBMANN, ELEMENTS OF NUCLEAR SAFETY, EDP SCIENCES, 1989.
- [12] H. KUMAMOTO, SATISFYING SAFETY GOALS BY PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT, SPRINGER, 2007.
- [13] I. A. E. E. Y. AGENCY, PREPARATION OF FIRE HAZARD ANALYSES FOR NUCLEAR POWER PLANTS, IAEA, 1998.
- [14] BOUFNAR, COURS DE SYSTEME DES REACTEUR NUCLEAIRE, DRARIA : CRND, 2016.
- [15] EDF, LA SURETE NUCLEAIRE, PARIS: EDF, 2014.
- [16] T. AVEN, RELIABILITY AND RISK ANALYSIS, ELSEVIER APPLIED SCIENCE, 2007.
- [17] R. F. STAPELBERG, HANDBOOK OF RELIABILITY, AVAILABILITY, MAINTAINABILITY AND SAFETY IN ENGINEERING DESIGN, SPRINGER, 2016.
- [18] H. PHAM, HANDBOOK OF RELIABILITY, SPRINGER, 2012.
- [19] G. RAMACHANDRAN, QUANTITATIVE RISK ASSESSMENT IN FIRE SAFETY, SPON PRESS, 2011.

[20] THUNDERHEADENG, PYROSIM USER MANUAL, THUNDERHEAD ENGINEERING, 2015.

ANNEXES

Annexe 1 : REX sur les incendie dans les installations nucléaires

Événement du feu	Origine			Autres problèmes impliqués	Détection	Intervention pour l'extinction	Leçons apprises
	Electrique	Mécanique	Electronique				
Brown's Ferry 1975	Problèmes humains			inondation	Aucune détection automatique	Extinction réussie	Nouvelles régulations ont été introduites, incluant les défaillances de causes communes et les défaillances des câbles
Greifswald 1975	Cout circuit, avec négligence humaine			Perte d'alimentation en eau et défaillance de système d'urgence	Aucune détection automatique		Implémentation de nouveau type de câbles, résistant, Installation de ventilation appropriée dans les salles des pompes

Barsebeck 1979		Fatigue, corrosion					Introduction de caméra thermique et des ventilations dans les salles des pompes
Armenia 1 1982	Cout circuit, avec négligence humaine			Perte de système de refroidissement d'urgence	automatique	réussie	Les câbles doivent être séparés pour éviter toutes sortes de contact et de transmission thermique
Rajasthan 1985	Défaillance dans un des tableaux électriques			Défaillance des pompes et perte de circulation	Système de détection défaillant		Installation de meilleures ventilations pour évacuer les fumées
	Erreur humaines			Défaillance de la détection automatique	Système de détection défaillant	Problème de communication entre la salle de contrôle et les	Programmation et mise en place de plusieurs simulations, formations pour éviter

						intervenants sur place	le problème de mal-coordination
Fort St. Vrain 1987		Corrosion et fatigue		Inondation et fuite de H ₂			Implémenter une nouvelle stratégie pour le stockage des carburants

Événement du feu	Origine			Autres problèmes impliqués	détection	Intervention pour l'extinction	Leçons apprises
	Electrique	Mécanique	Electronique				
Salem 2 1991		Rupture dans l'un des composants mécanique		explosion de H ₂			Maintenance préventive de systèmes des turbines et un remplacement périodique
Enrico Fermi 1993		Fatigue des lames des turbines		explosion de H ₂ , inondation et des défaillances dans de source de			

				refroidissement de cœur			
Narora 1993		Fatigue des lames des turbines		Fuite de H2 , une perte d'énergie électrique		Intervention avec succès	Installation des systèmes de suppression des fumé cordonné depuis la salles de contrôle
Biblis A 1994		Défaillance dans le système électrique, due à une erreur humaine			Détection automatique	Non réussi avec CO2 ,réussi avec le système de déluge manuel	La détection de feu était très lente par les opérateurs du site ,installation de meilleurs et de système de protection de la terre adéquats
Diablo Canyon 1995		Court-circuit due à une erreur humaine				Système de Déluge, manuellement activé	

Palo Verde 1996		Court-circuit			Retard dans la détection automatique		
Bugey 1999		Court-circuit			Détection automatique	Intervention très en retard	Un petit évènement peut engendrer un départ de feu , et aussi la propagation de feu sur les autres locaux
Rovno 2001		Court-circuit due à la chute d'une grue sur un câble		perte d'énergie électrique et de l'eau pour l'extinction de feu	manuelle par un agent	Extinction longue, mais avec succès	Redondance pas prise en compte dans le design, des problèmes et des insuffisances dans la documentation et le système de gestion

Annexe 2 : Niveaux des barrières de défense en profondeur

Niveaux et Objectif	Étapes et Procédures	Moyens
1. Prévention des anomalies d'exploitation et des défaillances humaines et techniques	<ul style="list-style-type: none"> - Choix du site d'implantation - Conception sûre et définition des marges de sûreté - Choix des matériaux et construction - Choix du personnel - Choix des procédés (fabrication, transports, conditionnement etc.) - Définition des opérations normales et des marges de tolérance d'opérations anormales - Sélection des systèmes de contrôle - Calendrier pour la maintenance préventive - Établissement d'une culture de sûreté et responsabilisation des personnels - Communication avec les personnels, la population locale potentiellement affectée et les autorités 	<ul style="list-style-type: none"> - Analyse des risques naturels et technologiques liés à l'environnement de l'installation - Respect des normes des matériaux, des conditions d'utilisation et d'organisation - Analyses des risques liés au matériel et aux procédés - Tests supplémentaires (matériaux, structures et organisation) en conditions sévères d'exploitation - <i>Knowledge Management</i> pour la sauvegarde, l'évaluation et l'utilisation des connaissances opératoires. - Formation continue
2. Contrôle des anomalies d'exploitation et détection des défaillances humaines et techniques	<ul style="list-style-type: none"> - Procédures automatisées de contrôle - Détection des défaillances de tout ordre 	<ul style="list-style-type: none"> - Analyses des risques liés aux activités de la structure - Évaluation périodique du matériel, de la structure et des procédures - Entraînement des personnels pour les

		situations anormales et d'urgence
3. Maintien des accidents dans les limites fixées à la conception à l'aide des systèmes et des procédures de sauvegarde et de prévention	<ul style="list-style-type: none"> - Prévention des accidents - Mise en place de systèmes de sûreté actifs et passifs - Procédures de retour à un état normal d'exploitation 	<ul style="list-style-type: none"> - Redondance des systèmes et des barrières physiques - Indépendance physique des protections structurelles - Diversification et/ou redondance fonctionnelle des systèmes de contrôle - Automatisation de certaines procédures - Certification des procédures, systèmes et composants
4. Maîtrise des conditions sévères par la prévention de la progression des accidents, et limitation des conséquences radiologiques par la gestion de l'accident	<ul style="list-style-type: none"> - Activation des méthodes de gestion de l'accident - Suivi des fonctions "vitales" de la structure - Protection de l'intégrité matérielle et fonctionnelle de la structure - Reprise du contrôle de la structure ou retardement de la détérioration du système - Déclenchement d'une réponse d'urgence 	<ul style="list-style-type: none"> - Analyses des risques et scénarios d'accidents - Plans (scénarios) de gestion des accidents
5. Réduction des conséquences radiologiques par une réponse d'urgence (organisation de crise)	<ul style="list-style-type: none"> - Cellule de crise - Évaluation des informations sur le comportement et l'état du système - Confinement ou évacuation de la population avoisinante - Évacuation du personnel - etc. 	<ul style="list-style-type: none"> - Plan d'urgence et réponse hors du site

Annexe 3 : ETUDE AMDE des systèmes du réacteur

ID	Sous- système	composant	fonction	mode de défaillance	causes	effet	évènement initiateur résultant.
S1	Les barres de contrôles	Les barres de contrôle	Contrôles de la réaction en chaîne	insertion ou extraction des barres	Défaillances dans le système de commandes Défaillances de câbles Endommagement des câbles par un court-circuit /feu	Insertion ou extraction des barres non réussie	Accident d'insertion de réactivité
	systèmes de commande des barres	Moteur d'extraction des barres	Extraction ou insertion des barres de contrôle	Défaillance de moteur d'extraction des barres	Défaillances de composants de moteurs d'extraction d'extraction/insertion des barres.	Mouvement anormale des barres, Extraction des barres	Accident d'insertion de réactivité

					Endommagement des câbles relié à ce système par un feu		
		Les modules de contrôle des barres	Contrôler les barres de contrôles	Défaillances de la logique de control	Un dysfonctionnement dans le circuit électronique	Extraction des barres /insertion des barres	Accident d'insertion de réactivité
	Systèmes logiques des barres	Les circuits PLC	Contrôler les barres par des signaux électriques	Disfonctionnement dans un des circuits	Défaillance due au court-circuit Endommagement des câbles par un incendie ou un feu	Extraction des barres /insertion des barres	Accident d'insertion de réactivité
		Les unités logiques	Unité de traitement des informations	Défaillances de l'unité logique	Endommagement des câbles relié à ce	Extraction /insertion des barres	Accident d'insertion de réactivité

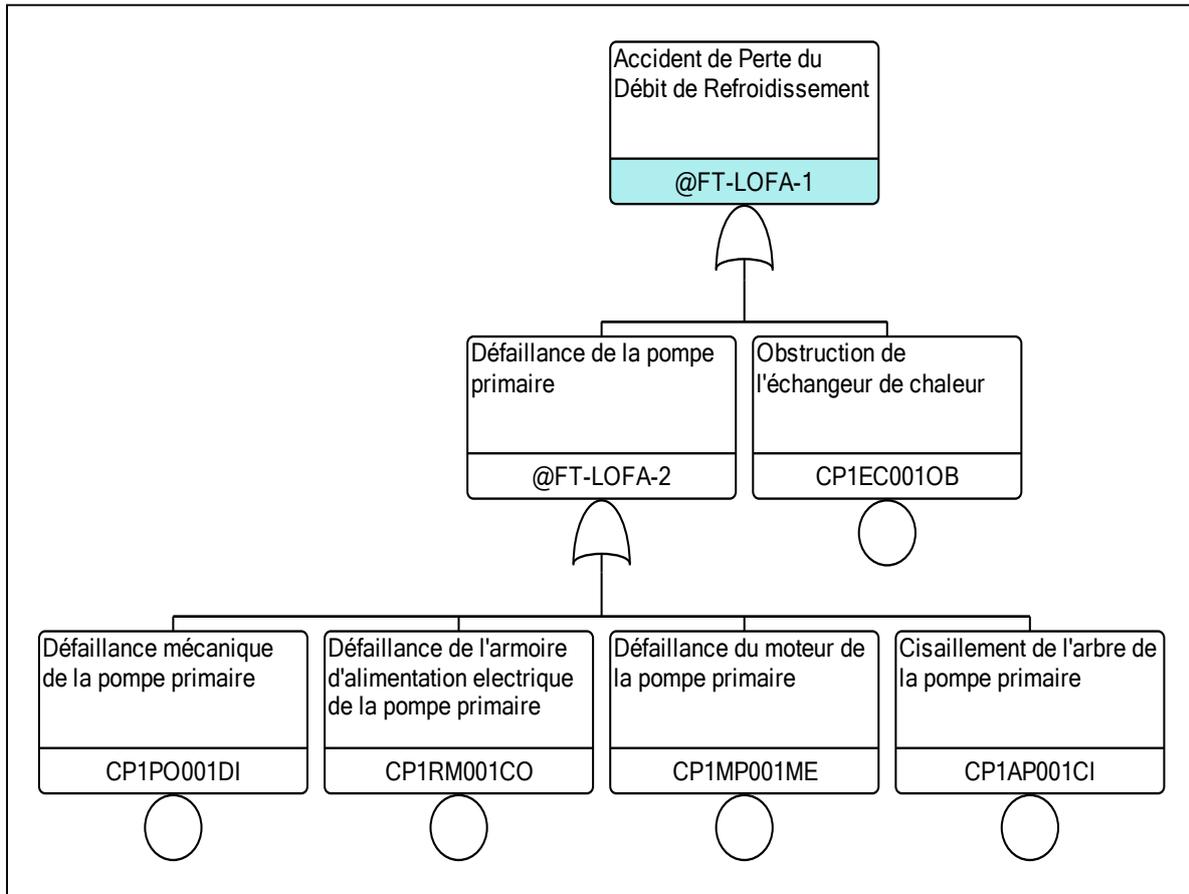
			reçues par les détecteurs		système par un feu		
S2	Circuit primaire	Pompe primaire + Moteur électrique	Assure la continuité de circulation de l'eau dans le circuit	Défaillance mécanique de la pompe	Défaillances d'un composant de la pompe Défaillances de moteur électrique Défaillance de moteur électrique induit par un départ de feu dans ce dernier	Arrêt de la pompe primaire	Accident de perte de débit de refroidissement LOFA
		Tuyauterie	La liaison entre les différentes composantes de circuit primaire, et la	Brèche, chute d'objet, séisme	Obstruction ou endommagement de la tuyauterie	Perte de réfrigérant dans le circuit primaire	Accident de perte de réfrigérant LOCA

			circulation de l'eau				
		Echangeur de chaleur	Permet le refroidissement continu de l'eau du circuit primaire	Obstruction	obstruction de l'échangeur du aux défaillances intrinsèques	Perte de refroidissement et de débit	Accident de perte de débit de refroidissement LOFA Accident de perte de réfrigérant LOCA
		vannes	Isoler les composants de circuit	rupture des vannes	rupture des vannes	Perte de réfrigérant	Accident de perte de réfrigérant LOCA

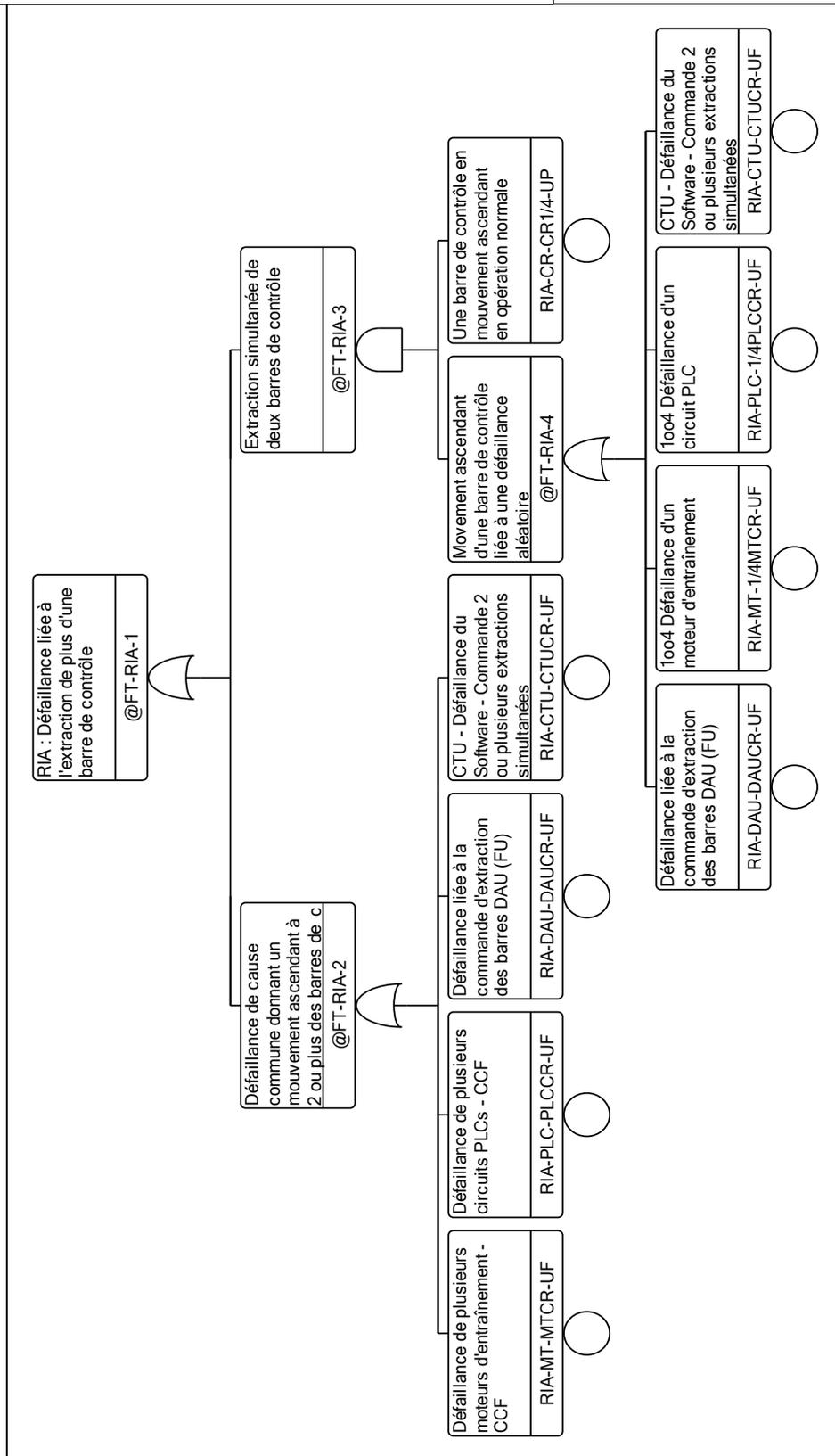
Annexe 4 : Décomposition fonctionnelle de INB d'un réacteur de recherche.

ID	nom	fonction	Sous- système	composant	fonction
S1	Cuve de réacteur	Toutes les réactions de fission se passe dans cette cuve	Les barres de contrôles	Les barres de contrôle	Contrôles de la réaction en chaine
			systèmes de commande des barres	Moteur d'extraction des barres	Extraction ou insertion des barres de control
				Les modules de contrôle des barres	Contrôler les barres de contrôles
				Détecteurs de mouvement des barres	Détection des mouvements des barres
			Systèmes logiques des barres	Les circuits PLC	Contrôler les barres par des signaux électriques
				Les unités logiques	Unité de traitement des informations reçues par les détecteurs
			S2	Système de refroidissement	Refroidissement de cœur de réacteur
Tuyauterie	La liaison entre les différentes composantes de circuit primaire, et la circulation de l'eau				

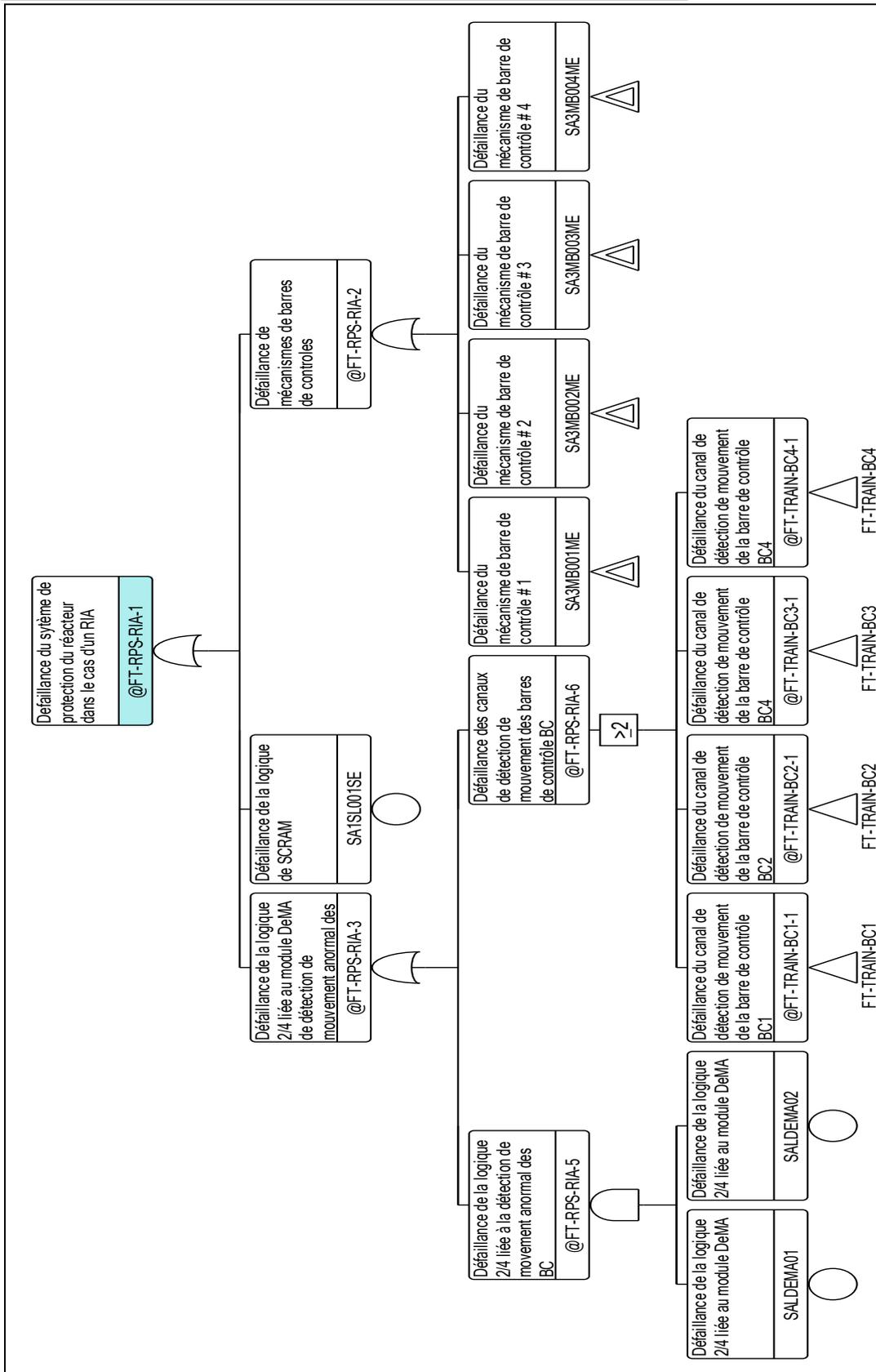
				Echangeur de chaleur	Permet le refroidissement continu de l'eau du circuit primaire
				vannes	Isoler les composants de circuit
			Circuit secondaire	Pompe secondaire	Assure la continuité de circulation de l'eau dans le circuit
				Tuyauterie	La liaison entre les différentes composantes de circuit primaire, et la circulation de l'eau
				Echangeur de chaleur	Permet l'extraction de la chaleur de circuit primaire
				vannes	assure le commandement de circuit

Annexe 5 : Arbre de défaillances de l'évènement LOFA

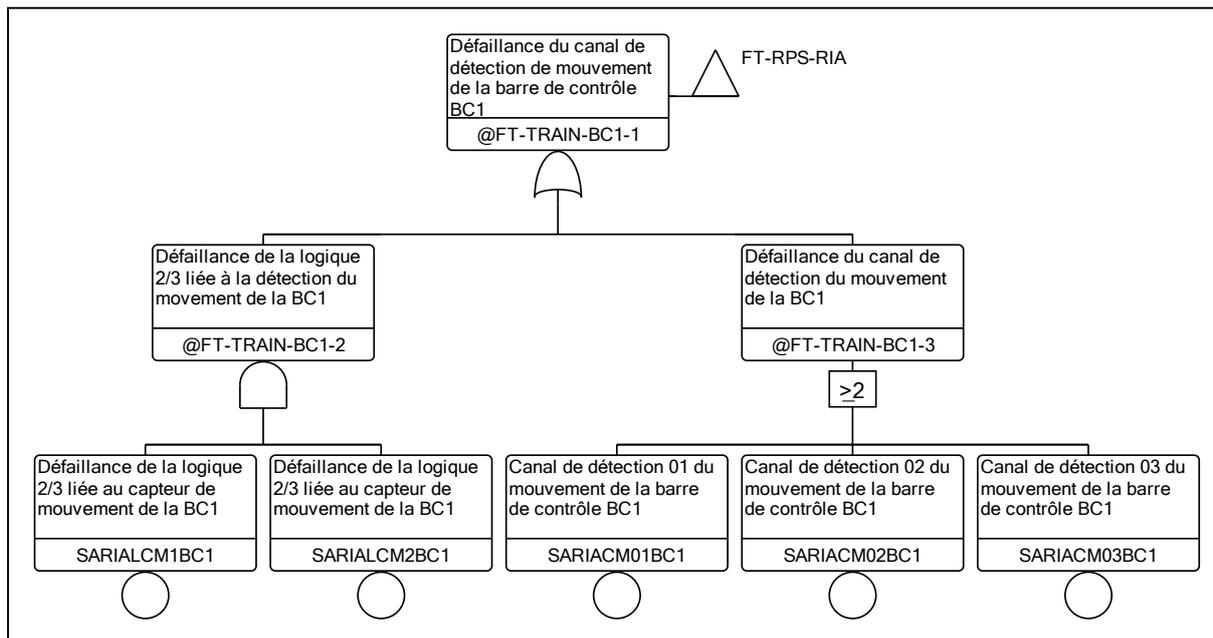
Annexe 6 : Arbre de défaillances du RIA



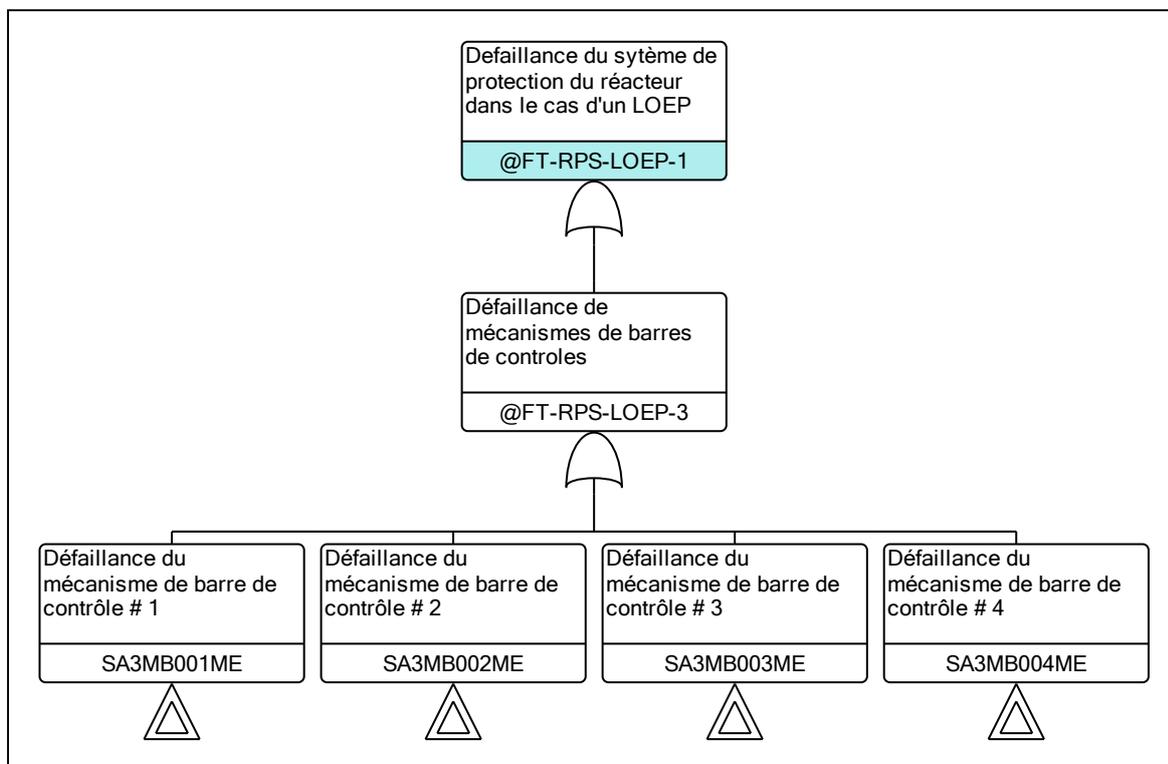
Annexe 8 : Arbre de défaillances du RPS -RIA

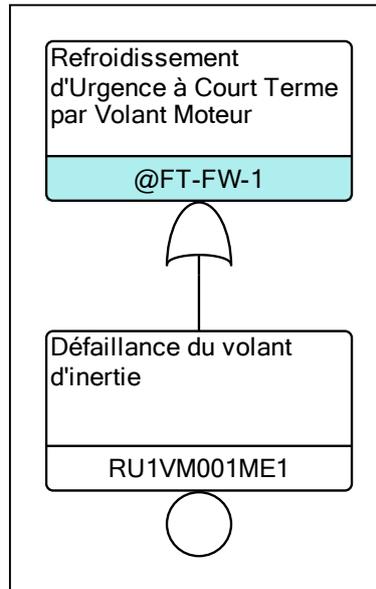


Annexe 9 : suite de l'arbre de défaillances du système RPS –RIA : cas de défaillance du canal de détection des mouvements de la barre 1

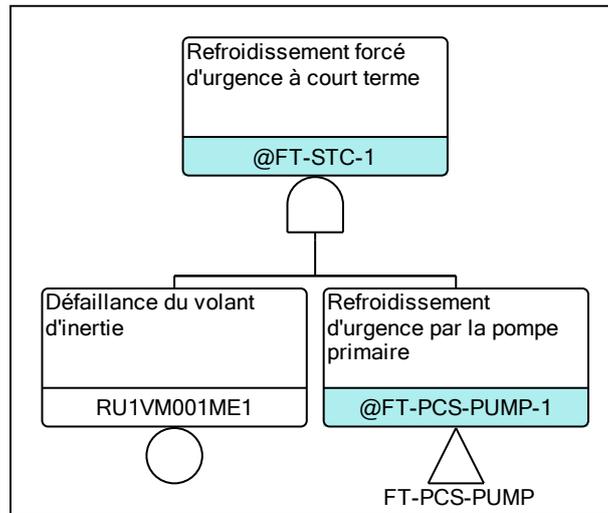


Annexe 10 : Arbre de défaillances en RPS -LOEP

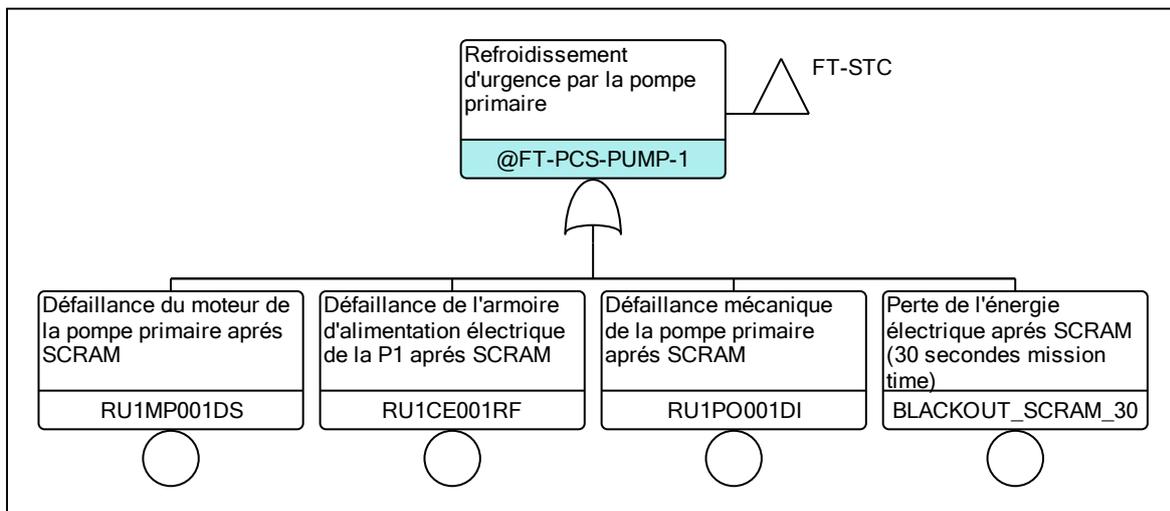


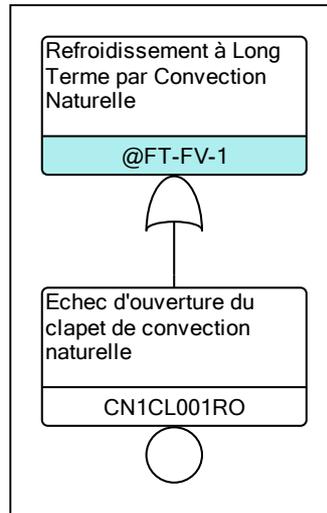
Annexe 11 : Arbre de défaillances du système FW en cas d'un LOFA ou d'un LOEP

Annexe 12 : Arbre de défaillances du système de refroidissement d'urgence (STC) en cas d'un RIA



suite de l'arbre de défaillances du STC



Annexe 13 : Arbre de défaillances du système de refroidissement à long terme FV

Annexe 14 : Arbre de défaillances du système SCMV

