



HAL
open science

Développement de méthodes et d'outils numériques pour l'étude de la sûreté du réacteur à sels fondus MSFR

Delphine Gerardin

► **To cite this version:**

Delphine Gerardin. Développement de méthodes et d'outils numériques pour l'étude de la sûreté du réacteur à sels fondus MSFR. Physique Nucléaire Expérimentale [nucl-ex]. Université Grenoble Alpes, 2018. Français. NNT : 2018GREAI068 . tel-01971983

HAL Id: tel-01971983

<https://theses.hal.science/tel-01971983>

Submitted on 7 Jan 2019

HAL is a multi-disciplinary open access archive for the deposit and dissemination of scientific research documents, whether they are published or not. The documents may come from teaching and research institutions in France or abroad, or from public or private research centers.

L'archive ouverte pluridisciplinaire **HAL**, est destinée au dépôt et à la diffusion de documents scientifiques de niveau recherche, publiés ou non, émanant des établissements d'enseignement et de recherche français ou étrangers, des laboratoires publics ou privés.

THÈSE

Pour obtenir le grade de

DOCTEUR DE LA COMMUNAUTÉ UNIVERSITÉ GRENOBLE ALPES

Spécialité : **Mécanique des fluides, Énergétique, Procédés**

Arrêté ministériel : 25 mai 2016

Présentée par

Delphine GÉRARDIN

Thèse dirigée par **Daniel HEUER, Directeur de recherche, CNRS**
et codirigée par **Elsa MERLE, Professeur, Grenoble-INP**

préparée au sein du **Laboratoire de Physique Subatomique et de Cos-**
mologie

dans l'**École Doctorale I-MEP2 : Ingénierie - Matériaux, Mécanique,**
Environnement, Énergétique, Procédés, Production

Développement de méthodes et d'outils numériques pour l'étude de la sûreté du réacteur à sels fondus MSFR

Thèse soutenue publiquement le **4 octobre 2018**,
devant le jury composé de :

M. Yves BRÉCHET

Professeur Grenoble-INP, Président

M. Eric DUMONTEIL

Ingénieur-chercheur IRSN, Rapporteur

M. Andreas PAUTZ

Professeur EPFL, Rapporteur

M. Stéphane BEILS

Ingénieur Framatome, Examineur

M. Frédéric BERTRAND

Ingénieur-chercheur CEA, Examineur

Mme Sylvie DELPECH

Chargée de recherche CNRS, Examineur

M. Daniel HEUER

Directeur de recherche CNRS, Directeur de thèse

Mme Elsa MERLE

Professeur Grenoble-INP, Directeur de thèse





Remerciements

Une partie de mon travail de thèse a consisté à élaborer des listes, dont la fameuse liste des événements initiateurs d'accidents du MSFR. Je clos maintenant cette période de doctorat en y ajoutant une dernière liste : la liste non exhaustive de mes remerciements.

Merci à mes directeurs de thèse, Daniel Heuer et Elsa Merle, de m'avoir donné l'opportunité de travailler sur un projet aussi intéressant que celui du MSFR. Pendant ces trois ans et demi, vous m'avez guidé dans mon travail de stage puis de thèse, parfois avec une technique un peu particulière qui consiste, comme tu le dis Elsa, à « jeter le doctorant à l'eau pour qu'il apprenne à nager » ! A posteriori, je suis fière du chemin parcouru et je vous remercie de la confiance que vous m'avez accordée. Merci Daniel pour toutes les fois où je suis entrée dans ton bureau en annonçant « j'ai une question ! » et pour y avoir répondu à chaque fois ; tu m'auras beaucoup appris que ce soit sur les réacteurs à sels fondus ou sur la POO. J'espère que tu as, toi aussi, apprécié nos discussions sur l'analyse de sûreté et qu'elles te seront utiles pour inventer les futures évolutions du design du MSFR ; j'ai hâte de les voir ! Merci Elsa pour tes relectures attentives de mes écrits et pour tes conseils avisés lors de la préparation de mes présentations orales. Tu m'as fait participer à de nombreux workshops et meetings de projets (SAMOFAR, NEEDS, GIF-RSWG, etc.), d'abord avec une certaine réticence de ma part puis avec grand plaisir, et je me rends maintenant compte à quel point ces échanges ont été utiles à mon travail de thèse. Je te suis également reconnaissante pour toutes les remarques que tu m'as faites. Elles m'ont permis de remettre en question mon travail mais aussi mes qualités humaines, et ainsi d'évoluer. Enfin, merci pour ta présence tout au long de ma thèse et tes petites attentions au jour le jour.

Merci à Yves Bréchet, Eric Dumonteil, Andreas Pautz, Stéphane Beils, Frédéric Bertrand et Sylvie Delpech d'avoir accepté de faire partie de mon jury de thèse. Je remercie plus particulièrement mes rapporteurs, Eric et Andreas, pour la relecture attentive de mon manuscrit et pour les discussions qui ont suivi. J'ai eu la chance d'échanger avec de nombreuses personnes pendant ma thèse et trois d'entre elles sont également membres de mon jury. Stéphane, merci pour toutes les connaissances que tu m'as apporté sur les méthodes d'analyse de risques et pour ton aide lors de leur application au MSFR ; c'était vraiment un plaisir de travailler avec toi. Merci Sylvie pour ton aide dans la partie évaluation des risques chimique et pour nos discussions lors des meetings SAMOFAR et NEEDS. Et enfin, merci Frédéric pour nos échanges enrichissants sur la sûreté du MSFR.

Merci aux membres de la team MSFR du LPSC pour toutes les discussions passionnantes sur ce réacteur si atypique. Michel, et ta traditionnelle réunion/pause-café du lundi matin, je te remercie de m'avoir expliqué (et parfois réexpliqué) la chimie des sels fondus. Il n'est pas

REMERCIEMENTS

évident pour une physicienne de traduire les propos abscons d'un chimiste! En tout cas, merci de ta patience. Axel, nous avons travaillé simultanément au LPSC pendant mon stage (et fait aussi quelques belles soirées jeux), je te remercie pour tes conseils avisés d'ancien thésard et pour être toujours aussi passionné par les réacteurs à sels fondus. Johann, mon co-bureau pendant un an, je te souhaite bonne chance pour la poursuite de ta thèse (même si tu n'en as pas besoin) et j'espère que tu t'occuperas bien du lierre! Merci aussi à mes deux stagiaires, Carole Seuvre et Brian-may Sorby, qui ont participé, pendant quelques mois, à l'aventure du MSFR et ont contribué au travail présenté dans ce manuscrit. Merci également aux membres du projet SAMOFAR avec qui j'ai échangé pendant ma thèse. En plus des personnes déjà citées, je remercie l'équipe de POLITICO impliquée dans l'analyse de sûreté du MSFR et en particulier Anna-Chiara pour nos échanges et pour son excellent accueil lors de mon court séjour à Turin (au passage, merci pour la recette du risotto que je continue d'appliquer à la lettre).

Merci aux personnes que j'ai côtoyé au LPSC et qui ont contribué à rendre le quotidien plus agréable. Je salue les membres du groupe de physique des réacteurs et les remercie pour leur accueil. Parmi eux, je tiens à remercier Christophe Sage de m'avoir encadré dans mes tâches d'enseignement. Je remercie également Arnaud Lucotte, directeur du LPSC, de m'avoir permis d'effectuer mon stage puis ma thèse au sein de son laboratoire et de m'avoir fourni un cadre de travail adéquat. Une pensée va à toutes les personnes qui m'ont aidé à résoudre mes problèmes informatiques et administratifs : Frédéric, Joseph, Pascal, Christine x2, Colette, Sonia et Anic. Merci enfin aux autres doctorants du labo : Sylvain, Mauricio, Juan, Robin (et au passage, coucou à Mélissa), etc. J'ai apprécié nos discussions autour d'un café ou lors des petits déjeuners du Bidul. Je vous souhaite une bonne fin de thèse, pour ceux qui n'ont pas encore fini, et une bonne continuation pour les autres.

Merci à mes amis et à ma famille de m'avoir rappelé qu'il existe une vie en dehors de la thèse. Maman, je te remercie pour nos longues conversations téléphoniques et pour ton soutien indéfectible. Papa, merci pour tous tes enseignements et même si tu n'es plus là pour me le dire, je souris en pensant ô combien tu aurais été fier de ta petite fille aujourd'hui. Merci aussi à Jérôme pour m'avoir encouragé dans l'étude des énergies bas carbone. Merci enfin à mes deux petits chats, Keira et Romy, mes petits rayons de soleil orangés. Vous m'avez soutenu à votre manière, avec vos encouragements ronronnants et avez même tenté de participer à la rédaction (extrait de la contribution de Romy : « ;lm! !ùopmlk,jknqqzdzdzqzfrzadccccccczqzaé »).

Last but not least, merci Pierre pour... tout! Concernant le travail de thèse à proprement parler, tu m'as aidé au quotidien en répondant à mes questions de physique des réacteurs et de programmation : tu as presque été le troisième encadrant officieux de ma thèse. Tu as aussi cru en moi et sans tes encouragements, le code PANDAS n'aurait probablement jamais vu le jour. Merci encore d'avoir été mon compagnon de galère pendant les mois de rédaction, de m'avoir parfois consolé et surtout de m'avoir fait rire. Merci d'être toi et d'être là, tout simplement.

Et pour finir, merci à tous les autres (et désolée de vous avoir oublié de la liste)!

Voilà voilà.

Table des matières

Remerciements	3
Introduction	9
1 Contexte général et présentation du concept MSFR	13
1.1 Générations de réacteurs nucléaires	14
1.2 Réacteurs à sels fondus	16
1.2.1 Concepts étudiés par le passé	17
1.2.2 Concepts étudiés actuellement dans le monde	19
1.3 Configuration de référence du réacteur à sels fondus MSFR	21
1.3.1 Description générale du réacteur	21
1.3.2 Circuit combustible	22
1.3.3 Circuit intermédiaire et circuit de conversion de l'énergie	27
1.3.4 Couverture fertile	28
1.3.5 Systèmes protégeant thermiquement les structures du circuit combustible	29
1.3.6 Systèmes de retraitement des sels combustible et fertile	29
1.3.7 Systèmes de vidange et <i>core catcher</i>	32
1.3.8 Agencement des systèmes dans le bâtiment réacteur	35
1.4 Conclusion	36
2 Développement et première application d'une méthodologie d'analyse de sûreté pour le MSFR	39
2.1 Définition et principes généraux de la sûreté nucléaire	41
2.2 Spécificités du MSFR au regard de la sûreté nucléaire	42
2.2.1 Contrôle de la réactivité	42
2.2.2 Évacuation de la puissance	43
2.2.3 Confinement des matières radioactives	44
2.2.4 Définition de l'accident grave pour le MSFR	45
2.2.5 Implication des spécificités du MSFR sur l'analyse de sûreté	45
2.3 Définition d'une méthodologie d'analyse de sûreté	46
2.3.1 Vérification de l'adéquation du design avec les principes et exigences de sûreté	46
2.3.2 Identification des risques et élaboration d'une liste d'évènements initiateurs	48
2.3.3 Définition des dispositifs de sûreté et élaboration de l'architecture de sûreté	48

TABLE DES MATIÈRES

2.3.4	Conception de systèmes	49
2.3.5	Vérification de la conformité de l'architecture de sûreté	49
2.3.6	Remarques concernant la méthodologie d'analyse de sûreté et son application	50
2.4	Identification des événements initiateurs	50
2.4.1	Définitions et périmètre d'étude	50
2.4.2	Méthode d'analyse fonctionnelle FFMEA	51
2.4.3	Méthode du <i>Master Logic Diagram</i>	56
2.4.4	Comparaison des deux méthodes et résultats obtenus	60
2.5	Classification des événements initiateurs et élaboration d'une liste resserrée d'évènements à étudier	61
2.5.1	Méthode	61
2.5.2	Liste d'évènements à étudier	65
2.6	Conclusion	88
3	Étude des risques chimiques et radiologiques	91
3.1	Introduction	92
3.2	Étude des risques chimiques	92
3.2.1	Sources et contrôle de la corrosion	92
3.2.2	Contact entre le sel combustible et des fluides étrangers	95
3.2.3	Question de l'explosion vapeur	102
3.3	Évaluation des rejets radiologiques : le cas du tritium	103
3.3.1	Production de tritium dans le MSFR	103
3.3.2	Comparaison avec les autres réacteurs	106
3.3.3	Pistes pour limiter les rejets de tritium	107
3.4	Conclusion	107
4	Étude des risques neutroniques et thermohydrauliques	111
4.1	Introduction	112
4.2	Le code système PANDAS	113
4.2.1	Equations résolues	113
4.2.2	Méthodes numériques et discrétisation des équations	120
4.2.3	Géométrie modélisée	121
4.2.4	Obtention et caractérisation de l'état stationnaire	123
4.3	Le code multi-physique TFM-OpenFOAM	127
4.3.1	Description de TFM-OpenFOAM	127
4.3.2	Comparaison entre PANDAS et TFM-OpenFOAM	129
4.4	Étude de transitoires incidentels et accidentels	132
4.4.1	Définition des critères de sûreté	132
4.4.2	Insertion de réactivité	133
4.4.3	Sur-refroidissement du combustible	137
4.4.4	Perte de l'extraction de chaleur	139
4.4.5	Perte de débit du sel combustible	142
4.5	Conclusion et perspectives	146

TABLE DES MATIÈRES

5 Études de design pour le système de vidange d'urgence	149
5.1 Problématique	150
5.2 Etude du temps de vidange et dimensionnement des vannes de vidange	151
5.3 Étude de la criticité du système de vidange	154
5.3.1 Méthode	154
5.3.2 Application au système de transfert	154
5.3.3 Application au réservoir de vidange	158
5.4 Étude de l'évacuation de la chaleur dans le réservoir de vidange	164
5.4.1 Problématique	164
5.4.2 Méthode utilisée pour les calculs de thermique	166
5.4.3 Résultats	168
5.5 Conclusions	173
6 Elaboration de l'architecture de sûreté et retour de l'analyse de sûreté sur le design	175
6.1 Introduction	176
6.2 Définition des barrières de confinement	176
6.2.1 Exemples de barrières de confinement dans d'autres concepts	176
6.2.2 Recommandations pour la définition des barrières de confinement . . .	177
6.2.3 Application au MSFR	178
6.2.4 Remarques et conclusion sur les barrières de confinement	184
6.3 Définition des systèmes de protection par la méthode des lignes de défense . .	184
6.3.1 Description de la méthode	184
6.3.2 Perte de l'extraction de chaleur du circuit combustible	187
6.3.3 Perte d'étanchéité d'autres systèmes contenant des matières radioactives	188
6.3.4 Perte de l'alimentation électrique	189
6.3.5 Remarques et conclusions sur la méthode des lignes de défense	190
6.4 Retour de l'analyse de sûreté sur le design	190
6.4.1 Pistes d'amélioration du design et designs alternatifs	190
6.4.2 Systèmes, composants, paramètres et procédures à définir	194
6.4.3 Propriétés à évaluer et phénomènes à étudier	195
6.5 Conclusion	197
Conclusions et perspectives	199
A Codes de calcul développés pour le MSFR et dont les résultats ont été utilisés pendant cette thèse	205
A.1 Code d'évolution de la composition REM et ECI	205
A.1.1 REM	205
A.1.2 ECI	206
A.2 Code système statique	206
B Liste des événements initiateurs	209

TABLE DES MATIÈRES

C Résultats de l'application de la méthode des lignes de défense au MSFR	227
C.1 Augmentation de l'extraction de chaleur	227
C.2 Perte de l'extraction de chaleur du circuit combustible	228
C.3 Perte d'étanchéité d'autres systèmes contenant des matières radioactives . . .	228
C.4 Perte de l'alimentation électrique	228
D Identification des modes de défaillance du système de vidange d'urgence	231
D.1 Perte de l'extraction de chaleur du combustible dans le réservoir de vidange d'urgence	231
D.2 Perte d'étanchéité du système de vidange d'urgence	232
D.3 Interruption de la vidange d'urgence	233
D.4 Entrée en contact du sel avec de l'eau	234
Table des figures	235
Liste des tableaux	239
Acronymes	241
Bibliographie	243

Introduction

Face à une demande mondiale en énergie croissante, le développement de nouveaux systèmes de production constitue un défi majeur de notre génération. Ce développement doit se concevoir en tenant compte du respect de l'environnement et en préservant le droit des générations futures à aspirer au moins à la même qualité de vie que nous. En particulier, la raréfaction prévisible des ressources en énergies fossiles et l'augmentation des gaz à effet de serre rendent préférable l'utilisation de sources d'énergies durables et peu émettrices de CO_2 . L'énergie nucléaire étant peu soumise à ce type d'émission et capable de produire une énergie relativement abondante, elle constitue une option intéressante. Toutefois, le développement du nucléaire pose la question de la sûreté des réacteurs, de la gestion des déchets, de l'utilisation de la ressource fissile et de l'acceptation de cette énergie par le public. Pour que l'accroissement de la production d'énergie nucléaire soit envisageable, la prochaine génération de réacteurs nucléaires doit proposer des solutions durables avec un niveau de sûreté élevé. Par ailleurs, la France, qui est un pays fortement nucléarisé avec une production électrique composée à 75% de nucléaire, a fait le choix de se tourner vers un mix énergétique comportant une part croissante d'énergies renouvelables. La loi sur la transition énergétique de 2015 prévoit ainsi de porter la part des énergies renouvelables à 23 % de la consommation finale brute d'énergie en 2020 et à 32 % de cette consommation en 2030. Ces sources d'énergie étant intermittentes, des énergies aptes à compenser les fluctuations de production de ces sources d'énergie doivent être utilisées en parallèle. Le nucléaire peut en partie jouer ce rôle. Ainsi, la flexibilité est également devenue un objectif important pour les réacteurs nucléaires du futur.

Dans ce cadre, les réacteurs à sels fondus présentent un potentiel intéressant en terme de sûreté, de durabilité et de capacité de suivi de charge. Ces réacteurs utilisent un combustible liquide sous la forme d'un sel fondu. Les travaux réalisés pendant cette thèse portent sur l'étude de la sûreté d'un concept de réacteurs à sels fondus, le *Molten Salt Fast Reactor (MSFR)*, et incluent à la fois des méthodes d'analyse de risques et des calculs de sûreté et de design.

Le chapitre 1 introduit le contexte général de cette thèse. Les différentes générations de réacteurs y sont présentées et en particulier la quatrième génération qui constitue la prochaine génération de réacteurs nucléaires. Ensuite, l'accent est porté sur les réacteurs à sels fondus, leurs caractéristiques et les différents concepts étudiés par le passé et de nos jours. La fin du chapitre présente les caractéristiques et le design de référence du MSFR, concept étudié pendant cette thèse. Le MSFR est un réacteur régénérateur à spectre neutronique rapide qui fonctionne en cycle thorium dans sa configuration de référence. Les éléments de conception utiles à la compréhension de l'analyse de sûreté et les études des chapitres suivants sont présentés.

Comme tout réacteur nucléaire de quatrième génération, le MSFR doit répondre à différentes contraintes dont une sûreté optimale. L'analyse de sûreté de ce réacteur est initiée au chapitre 2 où les principes généraux de sûreté et leur déclinaison pour le MSFR sont présentés. La sûreté du MSFR est étudiée dès les premiers stades de conception afin d'être intégrée au design lors de sa définition plutôt qu'ajoutée a posteriori. En raison de ses spécificités, en particulier l'état liquide du combustible, et du stade préliminaire de son design, l'analyse de sûreté du MSFR nécessite l'utilisation de méthodologies d'analyse de sûreté adaptées et technologiquement neutres. Dans la suite du chapitre, une telle méthodologie est proposée et l'application d'une de ses premières étapes au MSFR est présentée. Son but est d'identifier les événements initiateurs d'accident, qui sont les points de départ des séquences accidentelles. Pour cela, les méthodes d'analyses de risques du *Master Logic Diagram (MLD)* et d'analyse fonctionnelle *Functional Failure Mode and Effet Analysis (FFMEA)* sont utilisées. Puis, une évaluation préliminaire de la fréquence d'occurrence et des conséquences de ces événements est menée afin de sélectionner une liste resserrée d'événements les plus pertinents qui devra être étudiée dans la suite de l'analyse de sûreté.

Une fois les événements initiateurs identifiés, il est nécessaire d'évaluer leur gravité en quantifiant plus finement leurs conséquences, d'une part pour définir si des dispositions de prévention doivent être implémentées et d'autre part pour être à même de proposer des dispositifs de mitigation adaptés. C'est dans cette optique que se situent les chapitres 3 et 4. Ainsi, le chapitre 3 vise à apporter des explications et des quantifications sur les risques chimiques et les rejets radiologiques. Les sources de la corrosion, les risques associés au contact entre le sel combustible et d'autres fluides, et la production de tritium dans le réacteur sont notamment abordés. Ces études apportent des compléments d'informations sur la sélection de certains événements initiateurs d'accidents et mettent en lumière l'impact de certaines options de design sur la sûreté du réacteur.

Le chapitre 4 vise à étudier certains des événements initiateurs du MSFR et en particulier, les événements donnant lieu à des transitoires impliquant la neutronique et la thermohydraulique. Pour cela, un nouveau code système, dénommé *Precursors Advection and Neutronic Diffusion System code (PANDAS)*, a été développé pour les études de sûreté. Il est basé sur la diffusion neutronique, prend en compte le transport des précurseurs de neutrons retardés et la puissance résiduelle du combustible. Le code système ainsi que sa comparaison avec le code multiphysique TFM-OpenFOAM, code de référence pour le MSFR, sont présentés dans la première partie du chapitre. Ensuite, PANDAS est utilisé pour simuler les transitoires associés à certains des événements initiateurs et évaluer leurs conséquences pour définir, par la suite, des systèmes de protection adaptés.

Parmi ces systèmes de protection, le système de vidange d'urgence ou *Emergency Draining System (EDS)* est un dispositif de sûreté spécifique au MSFR. Il permet de vidanger le combustible en cas d'accident en cœur. Des études paramétriques sont menées au chapitre 5 afin de dimensionner ce système avec pour objectif d'assurer l'évacuation de la chaleur résiduelle du combustible et sa sous-criticité en toutes circonstances. En particulier, des calculs de criticité réalisés avec le code Monte Carlo *Serpent2* ainsi que des études de thermique et d'hydraulique initiées grâce à des modèles simplifiés sont présentés. Ils permettent de contraindre les différents sous-systèmes de l'EDS, c'est à dire les vannes de vidange, le système de trans-

fert et le réservoir de vidange.

Enfin, une première ébauche de l'architecture de sûreté du réacteur est proposée au chapitre 6. Elle est obtenue en appliquant la notion de défense en profondeur au MSFR. Celle-ci prévoit l'implémentation d'une série de mesures incluant des barrières de confinement physiques et robustes et des systèmes de sûreté divers et redondants. Dans cette optique, plusieurs propositions sont faites pour définir les barrières de confinement du MSFR. Ensuite, la méthode des Lignes De Défense (LDD) est employée pour définir des dispositions de sûreté adaptées aux différentes familles d'événements initiateurs et vérifier la concordance de l'architecture de sûreté proposée avec le concept de défense en profondeur. Pour finir, la deuxième partie de ce chapitre revient sur certains points de conception qui sont commentés au regard des conclusions de l'analyse de sûreté réalisée pendant cette thèse. Afin d'améliorer le design du réacteur, l'ajout de composants est proposé, des designs alternatifs sont présentés et les manques de connaissances sur certains phénomènes ou procédures sont soulignés afin de guider les études futures.

INTRODUCTION

Chapitre 1

Contexte général et présentation du concept MSFR

Ce chapitre présente brièvement l'évolution des réacteurs nucléaires au cours du temps puis se concentre sur les réacteurs à sels fondus. Certains des concepts passés et actuels sont présentés et en particulier le design de référence du MSFR, faisant l'objet de cette thèse, est décrit.

Sommaire

1.1	Généralités de réacteurs nucléaires	14
1.2	Réacteurs à sels fondus	16
1.2.1	Concepts étudiés par le passé	17
1.2.2	Concepts étudiés actuellement dans le monde	19
1.3	Configuration de référence du réacteur à sels fondus MSFR	21
1.3.1	Description générale du réacteur	21
1.3.2	Circuit combustible	22
1.3.3	Circuit intermédiaire et circuit de conversion de l'énergie	27
1.3.4	Couverture fertile	28
1.3.5	Systèmes protégeant thermiquement les structures du circuit combustible	29
1.3.6	Systèmes de retraitement des sels combustible et fertile	29
1.3.7	Systèmes de vidange et <i>core catcher</i>	32
1.3.8	Agencement des systèmes dans le bâtiment réacteur	35
1.4	Conclusion	36

1.1 Générations de réacteurs nucléaires

Les réacteurs nucléaires peuvent être classés en fonction de leur date de construction et de leur période de fonctionnement en quatre générations de réacteurs. Les différentes générations sont décrites sur la figure 1.1.

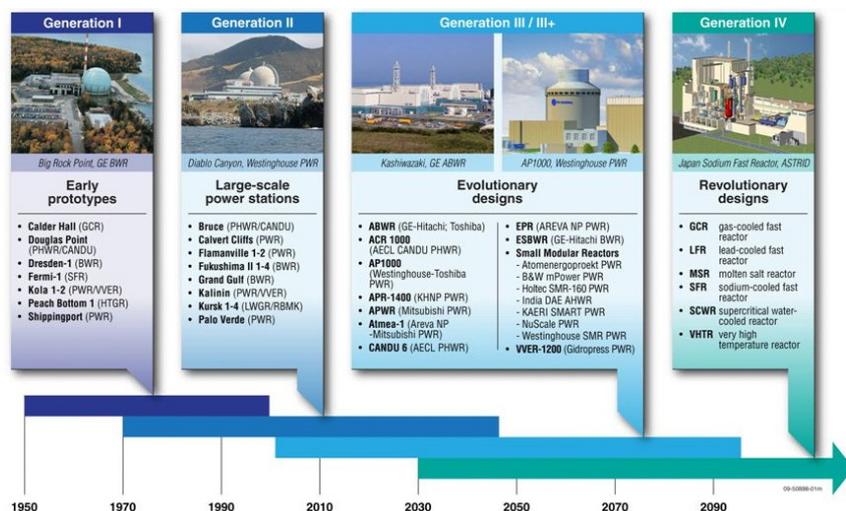


FIGURE 1.1 – Les générations de réacteurs nucléaires [1]

Les réacteurs de génération I ont majoritairement été construits entre 1950 et 1970. En France, le premier réacteur à être construit est le réacteur G1 en 1956. Il appartient à la filière des réacteurs uranium naturel graphite gaz (UNGG). Entre 1970 et 1990, les réacteurs de génération II sont entrés en service. En France, le choix s'est tourné vers la technologie des réacteurs à eau pressurisée (REPs). Le parc nucléaire français compte actuellement 58 réacteurs en fonctionnement pour la production d'électricité qui sont répartis sur 19 sites. Ces réacteurs appartiennent à la génération II. Les réacteurs de la génération III sont en phase de construction. En France, l'EPR, en fin de construction à Flamanville, en fait partie.

Les réacteurs de quatrième génération constituent la prochaine génération de réacteurs nucléaires. Ils doivent répondre à plusieurs objectifs qui ont été définis par le Forum International Génération IV ou *Generation IV International Forum* (GIF) [2, 3] :

- Fournir une énergie durable en minimisant la production de déchets nucléaires et en utilisant efficacement le combustible nucléaire de manière à économiser les ressources naturelles ;
- Accroître la sûreté et la fiabilité en minimisant la probabilité d'endommagement du cœur et en éliminant le besoin de réponses hors-site ;
- Être économiquement compétitifs par rapport aux autres sources d'énergie ;
- Améliorer la résistance à la prolifération des matières nucléaires et la protection physique contre les actes de terrorisme.

Afin de focaliser les efforts de R&D sur un nombre limité de concepts prometteurs, six systèmes ont été sélectionnés par le GIF et sont qualifiés de systèmes de génération IV :

- le réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium (RNR-Na) ou *Sodium-cooled Fast Reactor* (SFR) ;

- le réacteur à neutrons rapides à caloporteur gaz (RNR-G) ou *Gas cooled Fast Reactor (GFR)*;
 - le réacteur à neutrons rapides à caloporteur plomb ou *Lead-cooled Fast Reactor (LFR)*;
 - le réacteur à sels fondus (RSF) ou *Molten Salt Reactor (MSR)*;
 - le réacteur à très haute température ou *Very High Temperature Reactor (VHTR)*;
 - le réacteur à eau super-critique ou *Supercritical-Water-Cooled Reactor (SCWR)*.
- Ces six concepts sont schématisés sur la figure 1.2.

La suite du manuscrit traite des réacteurs à sels fondus, famille à laquelle appartient le *Molten Salt Fast Reactor (MSFR)* qui fait l'objet de cette thèse.

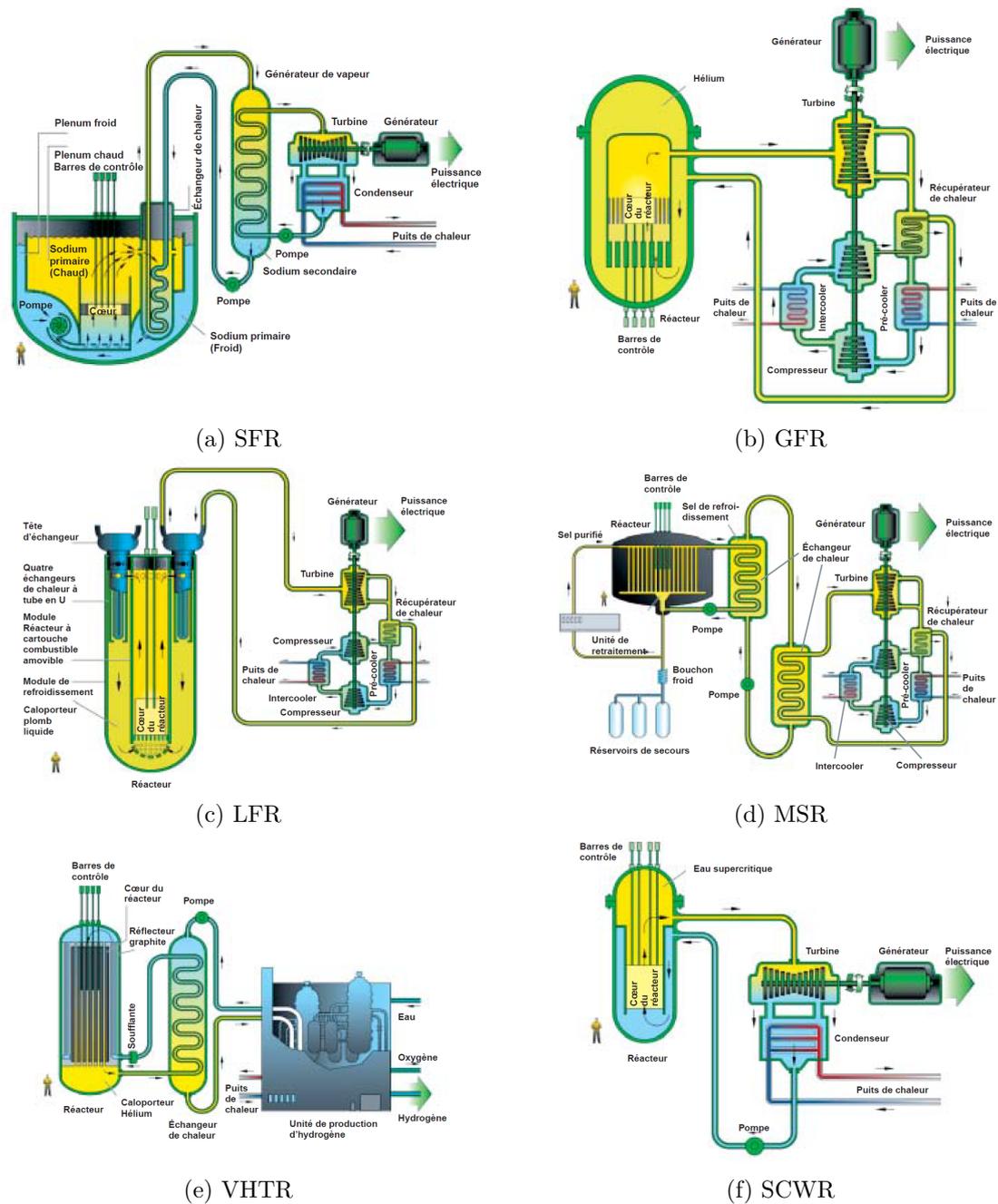


FIGURE 1.2 – Les six concepts de quatrième génération retenus par le GIF (images extraites de [4])

1.2 Réacteurs à sels fondus

Cette section présente les différents concepts de réacteurs à sels fondus ayant été étudiés par le passé ou actuellement à l'étude. Nous ne nous intéresserons ici qu'aux concepts dont le combustible est sous forme de sel fondu. Certains concepts utilisant un caloporteur aux sels fondus et un combustible solide, tel que le concept FHR, sont parfois classés dans la famille

des RSFs mais ne sont pas discutés ici.

1.2.1 Concepts étudiés par le passé

Les réacteurs à sels fondus ont été étudiés à l'*Oak-Ridge National Laboratory* (ORNL) aux États-Unis où des expériences ont été menées entre 1950 et 1970. Deux réacteurs expérimentaux ont été construits et ont fonctionné, l'*Aircraft Reactor Experiment* (ARE) et le *Molten Salt Reactor Experiment* (MSRE), et un projet de réacteur a été étudié à l'état de concept papier, le *Molten Salt Breeder Reactor* (MSBR). Ces systèmes et les retours d'expérience qui en ont été tirés sont résumés dans les paragraphes suivants.

L'Aircraft Reactor Experiment

L'*Aircraft Reactor Experiment* (ARE) est un réacteur expérimental conçu pour être embarqué dans un avion. L'objectif était de créer des bombardiers nucléaires à grand rayon d'action. Ce réacteur de 2,5 MW_{th} à spectre neutronique thermique a fonctionné pendant 9 jours, du 3 au 12 novembre 1954. Le sel combustible utilisé était un fluorure de type $NaF - ZrF_4 - UF_4$, circulant dans des tubes en inconel 600, eux même insérés dans des blocs de BeO [5]. Les expériences menées sur ce réacteur ont notamment démontré [6] :

- la solubilité et la stabilité chimique de l'uranium dans le sel combustible ;
- la négativité des coefficients de contre-réaction thermique du combustible ;
- la faisabilité d'un suivi de charge par variation du débit du circuit intermédiaire ;
- l'existence de problèmes de corrosion sur l'inconel 600 ;
- le dégazage naturel des produits de fission gazeux.

Le programme militaire américain pour la propulsion des avions a par la suite été arrêté, d'une part pour des raisons de sûreté et de radioprotection liées à la présence d'un réacteur nucléaire dans un avion et d'autre part car le développement des missiles balistiques intercontinentaux a rendu la recherche sur les avions à propulsion nucléaire moins pertinente. Le concept est alors passé dans la filière civile ce qui s'est traduit par la conception du MSRE [7].

Le Molten Salt Reactor Experiment

Le *Molten Salt Reactor Experiment* (MSRE) est un réacteur de recherche ayant fonctionné pendant 15 mois entre 1965 et 1969. Il produisait une puissance de 8 MW_{th} et avait un spectre neutronique thermique. Le sel combustible utilisé était un fluorure de type $LiF - BeF_2 - ZrF_4 - UF_4$, circulant dans une matrice de graphite [5]. Plusieurs isotopes fissiles ont été employés : l' ^{235}U (uranium enrichi à 30%) de 1965 à 1968, l' ^{233}U de 1968 à 1969 et le plutonium en 1969.

Le design du réacteur est représenté en figure 1.3. La cuve cœur est désignée par le numéro 1. La température du sel combustible était de 635°C en entrée et de 665°C en sortie du cœur. Plusieurs dispositifs de contrôle étaient présents dont des barres de contrôle tenues par des électroaimants sans contact avec le sel [8]. Celles-ci servaient principalement à gérer les démarrages et les tests, la puissance du réacteur étant contrôlée via le circuit intermédiaire. Des incidents de blocage de ce dispositif sont survenus lors de tests. La pompe, désignée par le numéro 3, se trouvait en partie haute du circuit combustible. Elle était munie d'un vase d'expansion. C'est à ce niveau qu'étaient réalisés les prélèvements et les injections de combustible. L'étanchéité au niveau de l'arbre de pompe était assurée par une injection d'hélium qui

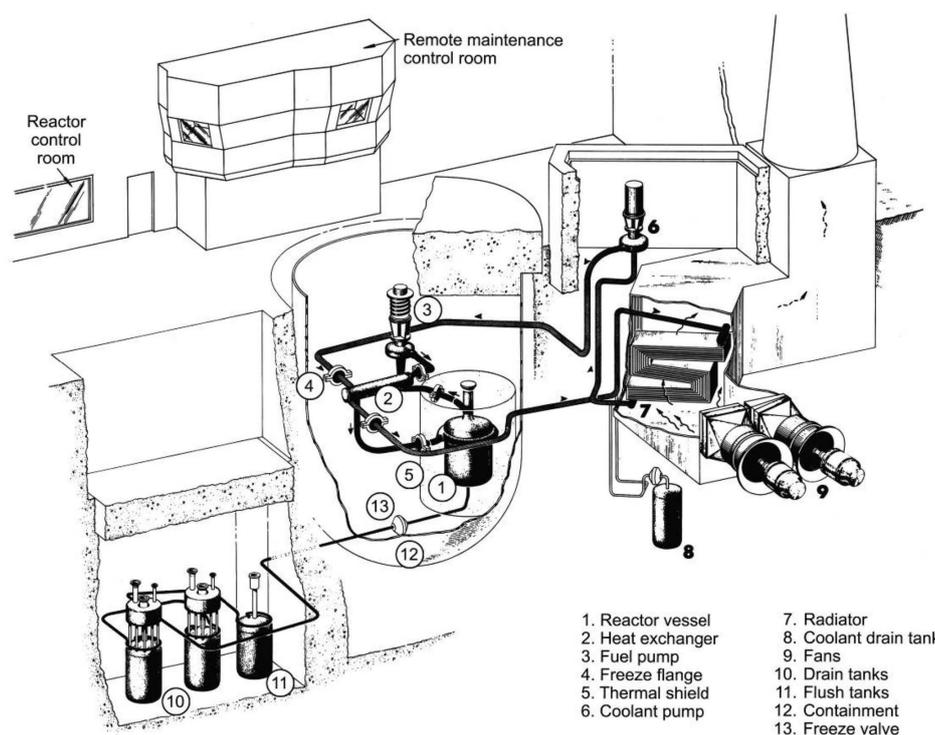


FIGURE 1.3 – Représentation du design du MSRE [8]

permettait également d'emporter une partie des produits de fission gazeux [8]. L'échangeur sel combustible / sel intermédiaire, désigné par le numéro 4, était un échangeur à tubes. Des réservoirs de vidange, désignés par le numéro 10, permettaient le stockage du combustible. Ils étaient séparés du circuit combustible par des «bouchons froids» (ou *freeze valve*), désignés par le numéro 12 et constitués de sel solidifié. Lors de la vidange, ce sel était réchauffé jusqu'à son point de fusion afin de permettre la vidange du combustible [8].

Suite aux problèmes de corrosion mis en évidence sur l'ARE, un nouvel alliage de base nickel, l'hastelloy N, a été développé spécifiquement pour les applications aux RSFs en fluorure. Son utilisation dans le MSRE a permis de démontrer sa bonne tenue à la corrosion dans les sels fluorures mais une fragilisation par le tellure. Le potentiel électrochimique du sel était piloté par le rapport $\frac{UF_3}{UF_4}$. Il doit être contrôlé afin de maintenir un environnement réducteur et ainsi limiter les phénomènes de corrosion [9]. Une des solutions employées consistait à insérer du béryllium métallique dans le circuit combustible, ce qui entraînait la formation de BeF_2 et la réduction de l' UF_4 en UF_3 . Des dégâts d'irradiation ont été constatés sur le graphite et sur l'hastelloy N. Sur ce dernier, ils provenaient principalement des réactions (n,α) sur le nickel et des absorptions sur le bore [9, 8].

Ces deux expériences, l'ARE et le MSRE, ont démontré la faisabilité du concept et la possibilité de fonctionner à basse pression et à haute température. Elles ont mené à la définition du réacteur de puissance MSBR.

Le Molten Salt Breeder Reactor

Le *Molten Salt Breeder Reactor* (MSBR) était un projet de réacteur industriel de 1000 MW_e, surgénérateur, à spectre neutronique thermique et basé sur l'utilisation du cycle thorium. Le sel combustible envisagé était un fluorure de type $LiF - BeF_2 - ThF_4 - UF_4$, circulant dans une matrice de graphite [5]. Un procédé pyrochimique a été développé pour le retraitement du combustible. L'étude du MSBR s'est arrêtée au stade conceptuel et il n'a jamais été construit, notamment car le réacteur a été jugé non compétitif par rapport aux REPs [5].

1.2.2 Concepts étudiés actuellement dans le monde

Programmes nationaux

Les RSFs sont étudiés à travers le monde grâce à des programmes nationaux. Les programmes les plus importants sont présentés dans les paragraphes suivants. Des programmes sur lesquels peu d'informations sont disponibles existent également en Inde, aux USA ou encore en Turquie.

En France et en Europe : Les études sur les RSFs ont été reprises en France à partir des années 80 et avec le projet TASSE [10] du CEA ou encore le projet AMSTER [11] d'EDF. Ce regain d'intérêt pour les RSFs a amené le Centre National de la Recherche Scientifique (CNRS) à s'intéresser au MSBR à partir de 1997 [12, 13]. Une réévaluation du concept, basée sur des calculs de neutronique et d'évolution des compositions, a montré que le concept souffrait de plusieurs faiblesses dont :

- le retraitement du combustible important : un débit minimum de 4000 l par jour est nécessaire pour extraire les produits de fission et éviter l'empoisonnement neutronique du cœur ;
- les dégâts d'irradiation sur le graphite, dus au flux neutronique important, limitent sa durée de vie (évaluée entre 4 et 5 ans) et conduisent à une production importante de graphite irradié difficile à gérer ;
- le coefficient de contre-réaction thermique global peut être légèrement positif rendant le réacteur intrinsèquement instable.

Suite à des études paramétriques, le CNRS a proposé, en 2006, un nouveau concept de réacteur à sels fondus palliant les lacunes du MSBR [13]. Il se différencie de ce dernier par la suppression de la matrice de graphite conduisant à un fonctionnement en spectre rapide. L'utilisation d'un spectre neutronique rapide permet d'accéder à l'incinération des actinides et de fortement réduire les sections efficaces de capture des produits de fission, ce qui rend le retraitement du combustible moins impératif (au minimum 10 litres par jour doivent être retraités). Le concept possède de plus un coefficient de contre réaction global négatif. Ce nouveau concept a été retenu par le forum international GEN IV en 2008 sous le nom de MSFR [3, 5]. Depuis, le MSFR a été étudié au niveau national, notamment avec les programmes interdisciplinaires PACEN puis NEEDS et au niveau européen, notamment avec le projet *Evaluation and Viability of Liquid fuel fast reactor system* (EVOL) (2010-2013) puis le projet *Safety Assessment of the Molten Salt Fast Reactor* (SAMOFAR) (2015-2019). La présente thèse s'inscrit dans le projet SAMOFAR dont l'objectif est de démontrer la sûreté du MSFR par des méthodes expérimentales et numériques. Le design du MSFR, tel que défini dans ce projet, est décrit dans la section 1.3.

En Russie : Le projet *MOLten Salt Actinide Recycler & Transmuter* (MOSART) est étudié à l'institut Kurchatov en Russie. Ce réacteur de 1000 MW_e (2400 MW_{th}) se base sur l'utilisation d'un spectre neutronique rapide et un sel combustible de type fluorure. Il vise à utiliser les matières valorisables issues des réacteurs actuels tout en intégrant les possibilités de conversion liées au thorium [14, 33]. Les recherches en cours portent, entre autres, sur la résistance des matériaux à la corrosion à haute température [15], les procédés de retraitement du combustible, la solubilité des différents éléments dans le sel, l'évaluation des propriétés physiques du sel [16] et des scénarios d'incinération et de déploiement [17].

En Chine : L'académie des sciences chinoise a lancé depuis 2011 un programme de R&D important. Des études sur les RSFs sont réalisées au *Shanghai Institute of Applied Physics* (SINAP) avec le projet *Thorium Molten Salt Reactor* (TMSR). Les recherches en cours portent, entre autres, sur la fabrication, la purification et le retraitement du sel combustible à grande échelle, la fabrication de matériaux résistant à la corrosion en contact des sels à haute température, la mesure et le contrôle de la production de tritium et la production et la gestion du graphite [18]. Le design du TMSR est grandement inspiré de celui du MSRE. L'objectif recherché est de développer des compétences en partant de l'existant avant de proposer un concept plus innovant. Dans cette optique, la construction de plusieurs réacteurs de puissance croissante est prévue : le réacteur expérimental TMSR-LF1 de 2 MW_{th}, le réacteur expérimental TMSR-LF2 de 10 MW_{th} et un démonstrateur de 100 MW_{th} [19]. Le site sélectionné pour la construction est situé à 2000 km de Shanghai dans le désert de Gobi. Le design d'un *Small Modular Reactor* (SMR) de 373 MW_{th} (168 MW_e) est également à l'étude.

Start-up

Outre les projets nationaux, ces dernières années ont vu le développement de nombreuses start-up proposant des concepts de RSFs. Certains d'entre eux sont listés, avec leurs caractéristiques, dans le tableau 1.1. Une grande diversité des concepts peut être constatée et atteste de la flexibilité des réacteurs à sels fondus en terme de design, choix du combustible, etc.

Notons qu'à la différence des autres concepts, le sel combustible du SSR, développé par MOLTEX, a la particularité d'être contenu (à l'état liquide) dans des gaines formant des assemblages carrés disposés dans le cœur. Contrairement au combustible qui est de type chlorure, le fluide caloporteur (fluide primaire) est également un sel mais de type fluorure.

1.3. CONFIGURATION DE RÉFÉRENCE DU RÉACTEUR À SELS FONDUS MSFR

Concept	Société (pays)	Puissance	Spectre neutronique	Sel combustible
<i>Integrated Molten Salt Reactor (IMSR) 400</i>	Terrestrial Energy (Canada)	400 MW _{th} (194 MW _e) par module	thermique (modérateur graphite)	sel fluorure
<i>Molten Chloride Fast Reactor (MCFR)</i>	Terrapower (USA)	2500 MW _{th}	rapide	sel chlorure
<i>Transatomic Power Reactor [20]</i>	Transatomic/MIT (USA)	1250 MW _{th} (550 MW _e)	thermique (modérateur en hydrure de zirconium)	sel fluorure
<i>ThorCon</i>	Martingale (USA)	557 MW _{th} (250 MW _e) par module	thermique (modérateur graphite)	sel fluorure
<i>Liquid Fluoride Thorium Reactor (LFTR)</i>	Flibe Energy (USA)	600 MW _{th} (250 MW _e) par module	thermique (modérateur graphite)	sel fluorure
<i>Molten Chloride Salt Fast Reactor (MCSFR)</i>	Elysium Industry (USA)	50 à 1000 MW _e	rapide	sel chlorure
<i>Stable Salt Reactor (SSR) [21]</i>	Moltex Energy (RU)	150 MW _e à 1200 MW _e	rapide	sel chlorure

TABLE 1.1 – Principaux concepts de RSFs développés par des start-up [22, 23, 24]

1.3 Configuration de référence du réacteur à sels fondus MSFR

Cette section présente le design de référence du MSFR tel que défini au début du projet SAMOFAR. Seuls les éléments de design utiles à la compréhension des chapitres suivants sont présentés ici. Une description plus complète est disponible dans le livrable [25]. Ce design n'est pas définitif ; il est amené à évoluer avec les études de design et de sûreté.

1.3.1 Description générale du réacteur

Le MSFR dit « de référence » est un réacteur de puissance de 3 GW_{th} dont le rendement thermodynamique est évalué à environ 45%. Il est régénérateur (ou plutôt légèrement sur-générateur), possède un spectre neutronique rapide et fonctionne avec un cycle combustible au thorium. La principale caractéristique du MSFR est l'utilisation d'un combustible liquide, sous la forme d'un sel fondu, circulant dans le circuit combustible et jouant ainsi également le rôle du caloporteur. Comme représenté en figure 1.4, le MSFR est composé de trois circuits fermés impliqués dans la production de puissance (le circuit combustible, le circuit intermédiaire et le circuit de conversion de l'énergie) et d'un circuit ouvert jouant le rôle de source froide.

Le circuit combustible est décrit dans la sous-section 1.3.2 alors que le circuit intermédiaire et le circuit de conversion sont présentés dans la sous-section 1.3.3. Ces trois circuits sont connectés à des systèmes auxiliaires ou des systèmes de sûreté composant la centrale dans son ensemble. En particulier, le système de la couverture fertile est présenté dans la sous-section

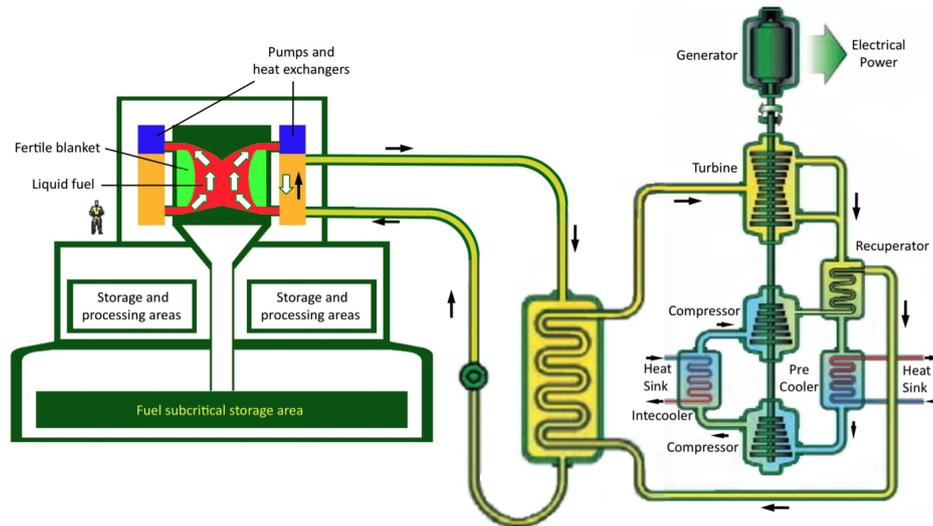


FIGURE 1.4 – Schéma du système global du MSFR

1.3.4, les systèmes protégeant thermiquement les parois du circuit combustible dans la sous-section 1.3.5, les systèmes de nettoyage et retraitement des sels dans la sous-section 1.3.6 et les systèmes de vidanges des sels dans la sous-section 1.3.7.

1.3.2 Circuit combustible

Le circuit combustible, représenté schématiquement sur la figure 1.5, est défini comme le circuit contenant le sel combustible en fonctionnement normal, pendant la production de puissance. La particularité du MSFR tient à la circulation du sel combustible dans ce circuit et donc dans les pompes (en bleu) et dans les échangeurs de chaleur (en orange). Les paragraphes suivants décrivent le sel combustible et le design du circuit combustible.

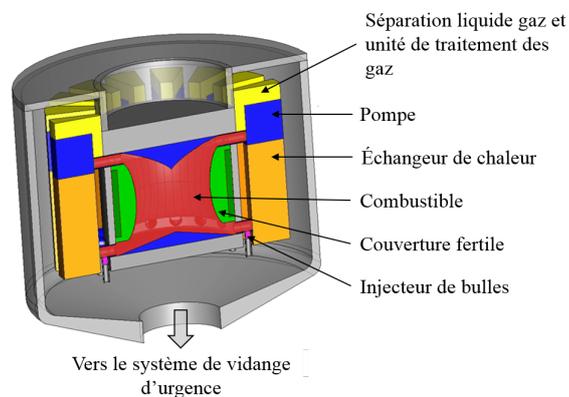


FIGURE 1.5 – Vue conceptuelle du circuit combustible du MSFR

Sel combustible

Choix du sel : Le sel combustible, représenté en rouge sur la figure 1.5, doit répondre à différents critères dont une solubilité suffisante des éléments fissiles et fertiles, une grande transparence aux neutrons, une température de fusion relativement basse et d'ébullition relativement haute, une grande stabilité sous irradiation, une faible production de radio-isotopes difficilement gérables, de bonnes propriétés thermo-hydrauliques et l'identification d'un procédé de retraitement du sel. Différents sels ont été comparés et un sel de type fluorure a finalement été sélectionné sur la base de ces critères [26]. L'option d'un sel de type chlorure, qui est envisagée dans d'autres concepts de réacteurs à sels fondus, n'a pas été retenue principalement en raison de la production de chlore 36. Ce radio-isotope, d'une demi-vie de 301 000 ans, est difficilement confinable et sa gestion en tant que déchet pourrait s'avérer problématique. D'autre part, le fluor est légèrement modérateur ce qui confère au MSFR un spectre neutronique moins dur qu'un concept utilisant un sel chlorure [26] ou que d'autres concepts de quatrième génération tels que les RNR-Na [27]. Cette caractéristique a l'avantage de diminuer les dégâts d'irradiation sur les matériaux du circuit combustible. D'autre part, elle n'impacte pas la capacité de régénération du réacteur en cycle thorium, cycle actuellement choisi pour le MSFR. Cependant, elle rendrait celle-ci plus difficilement atteignable si un cycle uranium venait à être utilisé car un retraitement du combustible plus important serait alors nécessaire.

Définition de la composition isotopique : Le sel combustible de référence est basé sur un système binaire avec 77,5 mol% de fluorure de lithium ; les 22,5 mol% restants étant composés d'un mélange de fluorures d'actinides (A) [28] incluant les isotopes fertiles et fissiles. Ces éléments peuvent être de valence trois ou quatre dans le sel et pour en tenir compte, nous écrirons la composition générale du combustible comme $LiF - AF_{3,4}$. Plusieurs options sont envisagées pour le sel de démarrage du réacteur avec des compositions en matières fissiles différentes. La première option consiste à n'utiliser que de l' ^{233}U ; la composition du combustible est alors $LiF - ThF_4 - ^{233}UF_{3,4}$ [25]. Toutefois, pour le démarrage d'un premier réacteur en cycle thorium, la quantité d' ^{233}U nécessaire pourrait ne pas être disponible. La seconde option consiste donc à ré-utiliser les matières valorisables produites dans les REPs et à démarrer avec un sel de type $LiF - ThF_4 - UF_{3,4} - (Pu - AM)F_3$ [25]. L'uranium est enrichi à 13% en ^{235}U . La notation AM fait référence aux actinides mineurs.

De plus, la présence de lithium dans le sel conduit, comme cela est expliqué au chapitre 3, à la production de tritium majoritairement par réaction (n,t) sur le 6Li . Il est donc envisagé d'enrichir le lithium en 7Li [25]. En limitant ainsi les absorptions neutroniques parasites sur le lithium, il est possible d'atteindre la criticité avec un inventaire en fissile plus faible et de diminuer la production de tritium. Les études réalisées dans cette thèse se basent sur une composition du sel combustible de démarrage à l'uranium 233, un rapport $\frac{UF_3}{UF_4}$ égal à $\frac{1}{60}$ et un enrichissement du lithium en 7Li à 99,9995%. Afin d'obtenir une composition critique, le rapport $\frac{^{233}U}{^{232}Th}$ a été ajusté, en maintenant la somme des proportions de thorium et d'uranium à 22,5%, jusqu'à obtenir un k_{eff} égal à un. Ces calculs ont été effectués avec le code Monte Carlo Serpent 2 [29, 30] et la base de données JEFF 3.1.1. [31]. La composition obtenue est donnée dans le tableau 1.2. Cette composition a servi de base pour les études des chapitres 4 et 5.

Isotope	^{233}U	^{233}Th	^{19}F	^6Li	^7Li
Proportion	0,025840	0,199160	1,674576	3,9E-05	0,774961

TABLE 1.2 – Proportions isotopiques des différents composants du sel combustible lors d’un démarrage à l’ ^{233}U ; la somme des éléments hors fluor est égale à un

Propriétés thermodynamiques : Les propriétés thermodynamiques sont données dans le tableau 1.3. Elles correspondent à celles du sel binaire $\text{LiF} - \text{ThF}_4$ dont les propriétés sont proches de celles du combustible. De plus, les températures de fusion et d’ébullition du combustible ont été évaluées au cours du projet européen EVOL et valent respectivement 858 K et 2015 K [32].

Propriété	Formule	Plage de validité [K]
Masse volumique ρ [$\text{kg}\cdot\text{m}^{-3}$]	$4983 - 0,882 \cdot T_{(K)}$	[893-1123]
Viscosité cinématique ν [$\text{m}^2\cdot\text{s}^{-1}$]	$5,54 \cdot 10^{-8} \exp(3689/T_{(K)})$	[898-1119]
Conductivité thermique λ [$\text{W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$]	$0,928 + 8,397 \cdot 10^{-5} \cdot T_{(K)}$	[891-1020]
Capacité calorifique C_p [$\text{J}\cdot\text{kg}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$]	$(-1,111 + 0,00278 \cdot T_{(K)}) \cdot 10^3$	[867-907]

TABLE 1.3 – Propriétés thermodynamiques du sel $\text{LiF} - \text{ThF}_4$ (78%-22%) [33, 34]

Description du design du circuit combustible

Le circuit combustible représente un volume de sel de 18 m^3 qui se répartit pour moitié dans la cavité centrale, constituant le cœur neutronique, et pour moitié dans les secteurs de refroidissement. Le sel combustible circule de manière ascendante dans le cœur, où il est chauffé par les réactions nucléaires, et descendante dans les secteurs de refroidissement, où sa chaleur est extraite dans les échangeurs de chaleur. Le temps de circulation nécessaire pour que le sel combustible effectue ce parcours est de 3,9 s. La température moyenne du sel en fonctionnement normal est d’environ 725°C et la différence de température entre l’entrée et la sortie du cœur est de 100°C lorsque le réacteur fonctionne à puissance nominale. Avec ces températures, le circuit combustible peut fonctionner à pression atmosphérique, il n’est donc pas pressurisé. Les principales caractéristiques du circuit combustible sont résumées dans le tableau 1.4.

Le cœur possède une géométrie compacte dont la surface externe a la forme d’un hyperboloïde de révolution. Cette géométrie, présentée en figure 1.6, résulte de précédentes études d’optimisation réalisées dans l’objectif d’améliorer l’écoulement en cœur et de limiter les zones de recirculation [35]. Comme représenté à droite sur la figure 1.6, cette géométrie permet d’avoir une élévation relativement uniforme de la température du combustible dans le cœur.

Pour prévenir les fuites du combustible, notamment en raison des ruptures de conduites, qui ont été soulignées par les études de sûreté précédentes [36], une géométrie intégrée du circuit combustible (représentée en figure 1.7) a été proposée et est actuellement étudiée dans

1.3. CONFIGURATION DE RÉFÉRENCE DU RÉACTEUR À SELS FONDUS MSFR

Volume total de sel combustible [m ³]	18
Volume de sel en cœur [m ³]	9
Température moyenne du sel combustible [°C]	725
Élévation de la température en cœur [°C]	100
Temps de circulation du sel combustible [s]	3,9
Dimensions du cœur [m]	Rayon : 1,06 à 1,41 Hauteur : 1,6 à 2,26

TABLE 1.4 – Caractéristiques du circuit combustible

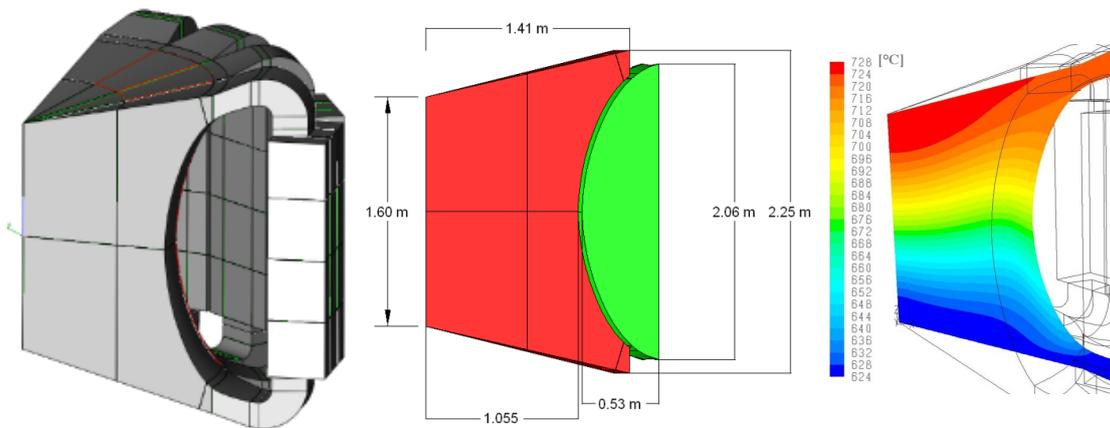


FIGURE 1.6 – Différentes représentations de la géométrie du cœur avec de gauche à droite : une vue 3D de la géométrie du circuit combustible, une coupe verticale du cœur et de la couverture fertile et une représentation de la température du combustible en cœur à puissance nominale

le projet SAMOFAR [25, 37]. Cette solution prévoit l'utilisation d'une cuve (figure 1.7 en haut à gauche), servant de conteneur au sel combustible et dans laquelle sont plongés des secteurs de refroidissement. Les secteurs de refroidissement sont au nombre de 16 dans le design de référence et sont disposés en circonférence de la cuve cœur (figure 1.7 en bas à droite). Chaque secteur (figure 1.7 en bas gauche) comprend un échangeur de chaleur, une pompe, une couverture fertile et un système de bullage permettant le nettoyage du sel combustible. Les secteurs peuvent être retirés individuellement pour être remplacés en cas de défaillance d'un de leurs composants.

Différentes options sont à l'étude pour le design des échangeurs de chaleur. Les concepts considérés sont notamment les échangeurs à canaux (de type *Printed Circuit Heat Exchangers* (PCHE) [38]), à plaques lisses [39] et à plaques corruguées (de type *Stamped Plates Heat Exchanger* (SPHE) [39]). Le matériau des échangeurs doit aussi être sélectionné. Pour l'instant, les matériaux plébiscités sont l'hastelloy N dont les propriétés sont données dans le tableau 1.5, le molybdène dont les propriétés sont données dans le tableau 1.6 et le carbure de silicium (SiC). Ces options sont évaluées au CNRS grâce au code système statique décrit en annexe A.2. Pour protéger les échangeurs de chaleur, une protection neutronique est positionnée entre la couverture fertile et les échangeurs. Des études de dimensionnement de cette protection

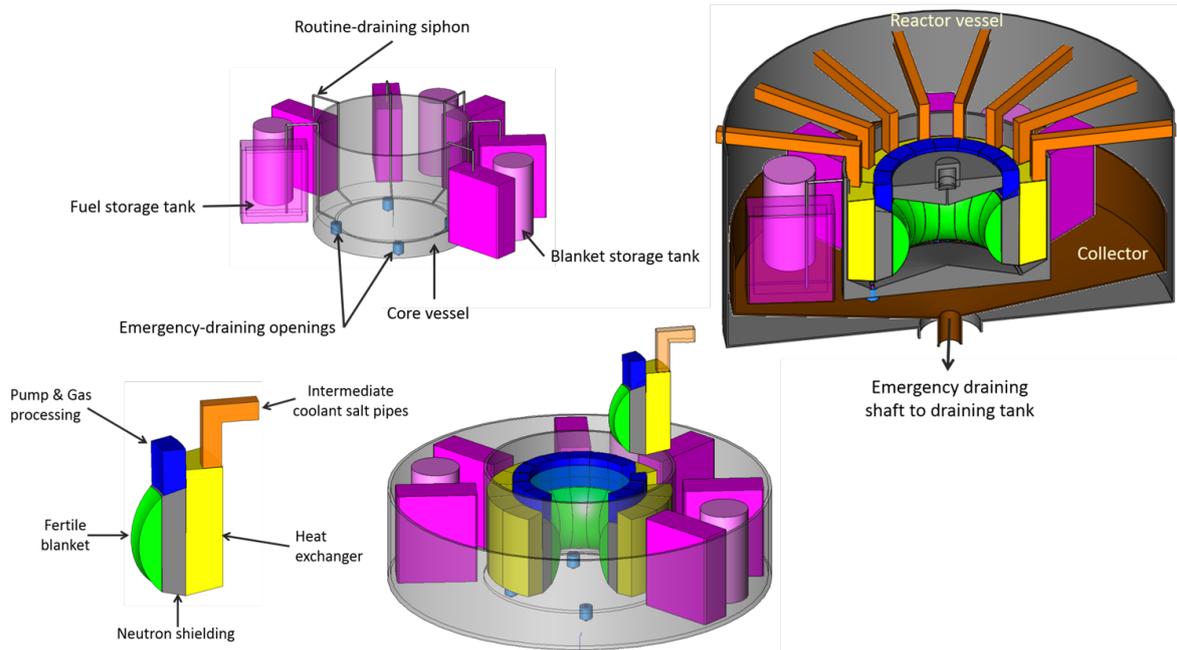


FIGURE 1.7 – Représentation de la géométrie intégrée avec un secteur de refroidissement (en bas à gauche), l’agencement des secteurs dans la cuve cœur (en bas à droite), l’agencement des réservoirs de stockage autour de la cuve cœur (en haut gauche) et la partie supérieure de l’enceinte réacteur (en haut à droite)

neutronique ont été réalisées dans [40] de manière à garantir que le flux provenant des neutrons issus du cœur (et traversant la protection neutronique) est dix fois inférieur à celui provenant des neutrons retardés présents dans les échangeurs. Cette condition est atteinte avec une couche en B_4C d’environ 10 cm ou une couche en acier de base nickel d’environ 30 cm. Dans ce dernier cas, la protection neutronique participe également à l’augmentation du taux de conversion du ^{232}Th en ^{233}U en renvoyant les neutrons traversant la couverture fertile vers cette dernière. De plus, des réflecteurs axiaux sont situés en partie supérieure et inférieure de la cuve cœur et protègent les structures situées en dehors du cœur en stoppant plus de 99% des neutrons [25].

Propriété	Valeur
Température de fusion [$^{\circ}C$]	1300-1400
Masse volumique [$kg \cdot m^{-3}$]	8860
Capacité calorifique [$J \cdot K^{-1} \cdot kg^{-1}$]	480
Conductivité thermique [$W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}$]	18

TABLE 1.5 – Propriétés thermodynamiques de l’hastelloy N à $500^{\circ}C$ [41]

L’augmentation de la température du combustible entraîne une augmentation de son volume en raison de son coefficient de dilatation égal à $0,882 \text{ kg} \cdot \text{m}^{-3} \cdot K^{-1}$. Pour permettre

1.3. CONFIGURATION DE RÉFÉRENCE DU RÉACTEUR À SELS FONDUS MSFR

Propriété	Valeur
Température de fusion [°C]	2615
Masse volumique [kg.m ⁻³]	10022
Capacité calorifique [J.K ⁻¹ .kg ⁻¹]	285
Conductivité thermique [W.m ⁻¹ .K ⁻¹]	121

TABLE 1.6 – Propriétés thermodynamiques du molybdène à 500°C [42]

cette dilatation, des niveaux libres de sel combustible sont prévus dans la partie supérieure du circuit et notamment au niveau des pompes et du réservoir d'expansion. Le réservoir d'expansion est un système situé au-dessus du cœur, dans le réflecteur supérieur, et visible sur la figure 1.7 (en haut à droite). Il est connecté au cœur par une conduite verticale et aux pompes par des conduites horizontales permettant la circulation du sel combustible et celle des gaz.

Dans la suite de ce document, nous appelons «enceinte cœur», les structures du circuit combustible, tels que la cuve cœur et les réflecteurs, qui participent au confinement du combustible et des gaz radioactifs en production de puissance.

1.3.3 Circuit intermédiaire et circuit de conversion de l'énergie

Le circuit intermédiaire permet de récupérer la chaleur produite dans le circuit combustible et de la transférer au circuit de conversion de l'énergie. La composition du fluide intermédiaire n'est pas encore fixée et plusieurs pistes sont étudiées. Les sels fluorures sont considérés pour leur compatibilité chimique avec le combustible et la possibilité de fonctionner à basse pression. Les sels envisagés sont notamment :

- le fluorure de lithium (FLiNaK) dont les propriétés sont listées dans le tableau 1.7 ;
- le fluoroborate de sodium (NaFNaBF₄) dont les propriétés sont listées dans le tableau 1.8 ;
- le LiF-ZrF₄ dont les propriétés sont listées dans le tableau 1.9 ;
- le FLiBe dont les propriétés sont listées dans le tableau 1.10.

Propriété	Valeur/Formule	Plage de validité [K]
Température de fusion [K]	727 [43]	/
Chaleur latente de fusion [MJ.kg ⁻¹]	1,62 [44]	/
Masse volumique [kg.m ⁻³]	$2579,3 - 0,624 \times T_{(K)}$ [45, 43]	940 - 1170
Capacité calorifique [J.kg ⁻¹ .K ⁻¹]	$976,41 + 1,0626 \times T_{(K)}$ [46] ou 1880 [45]	inconnue 973
Conductivité thermique [W.K ⁻¹ .m ⁻¹]	$0,36 + 5,6 \cdot 10^{-4} \times T_{(K)}$ [45]	790 - 1080

TABLE 1.7 – Propriétés thermodynamiques du FLiNaK (LiF-NaF-KF)

Le circuit combustible est connecté au circuit intermédiaire via les échangeurs de chaleur

Propriété	Valeur/Formule	Plage de validité [K]
Température de fusion [K]	657	/
Masse volumique [kg.m ⁻³]	$2446,3 - 0,711 \times T_{(K)}$	673 - 864
Capacité calorifique [J.kg ⁻¹ .K ⁻¹]	1506	inconnue
Conductivité thermique [W.K ⁻¹ .m ⁻¹]	$0,66 - 2,37 \cdot 10^{-4} \times T_{(K)}$	740 - 1000

 TABLE 1.8 – Propriétés thermodynamiques du fluoroborate (NaF-NaBF₄) [45, 43]

Propriété	Valeur/Formule	Plage de validité [K]
Température de fusion [K]	782	/
Masse volumique [kg.m ⁻³]	$3739 - 0,9247 \times T_{(K)}$	inconnue
Capacité calorifique [J.kg ⁻¹ .K ⁻¹]	11222,4	inconnue
Conductivité thermique [W.K ⁻¹ .m ⁻¹]	0,4326	inconnue

 TABLE 1.9 – Propriétés thermodynamiques du LiF-ZrF₄ [47]

qui doivent assurer l'étanchéité des zones où le fluide intermédiaire circule. Dans le design de référence, quatre circuits intermédiaires indépendants sont considérés, chacun d'eux refroidissant quatre secteurs du circuit combustible. Cette solution permet de garantir un refroidissement minimal du sel combustible en cas de défaillance d'un des circuits intermédiaires. Comme pour le circuit combustible, le fonctionnement du circuit intermédiaire ne nécessite pas de pressurisation de ce dernier. Toutefois, pour des raisons de sûreté, il est envisagé d'imposer une pression légèrement plus élevée dans le circuit intermédiaire que dans le circuit combustible. Ainsi, en cas de brèche entre ces deux circuits, le sel intermédiaire s'écoule dans le circuit combustible et non l'inverse.

Les quatre circuits intermédiaires sont refroidis par un unique circuit de conversion de l'énergie. Plusieurs options sont actuellement à l'étude pour le fluide de conversion tel que l'hélium, l'eau supercritique et le CO₂ supercritique. Avec les fluides et les cycles thermodynamiques considérés (cycles de Brayton), les conditions de fonctionnement sont obtenues pour des pressions comprises entre 200 et 300 bars [38]. Le circuit de conversion est lui-même refroidi par la source froide principale, a priori l'eau provenant d'un cours d'eau, de la mer, etc.

1.3.4 Couverture fertile

De l'²³³U est produit dans le sel combustible par capture sur le thorium, mais cette production n'est pas suffisante pour que le réacteur soit régénérateur. La couverture fertile, représentée en vert sur les figures 1.5 et 1.7, permet d'accroître le taux de conversion du réacteur. Avec cette dernière, le MSFR est légèrement sur-générateur, avec un taux de conversion de 1,1 [28] qui dépend du rythme du retraitement. De plus, la couverture fertile participe à la réflexion radiale des neutrons. Elle minimise ainsi les fuites neutroniques et protège les échangeurs de chaleur du flux neutronique. La composition générale du sel fertile s'écrit, comme celle du sel combustible, $LiF - AF_{3,4}$ (77,5%-22,5%). Toutefois, la composition en actinides est différente de celle du combustible puisqu'au démarrage, le seul actinide contenu dans le sel

1.3. CONFIGURATION DE RÉFÉRENCE DU RÉACTEUR À SELS FONDUS MSFR

Propriété	Valeur/Formule	Plage de validité [K]
Température de fusion [K]	728	/
Masse volumique [kg.m^{-3}]	$2146,3 - 0,4884 \times T$	inconnue
Capacité calorifique [$\text{J.kg}^{-1}.\text{K}^{-1}$]	2,39	inconnue
Conductivité thermique [$\text{W.K}^{-1}.\text{m}^{-1}$]	1,1	inconnue

TABLE 1.10 – Propriétés thermodynamiques du FLiBe (LiF-BeF₂) [45, 43]

fertile est le thorium. Pendant le fonctionnement du réacteur, l' ^{233}U est produit par capture sur le ^{232}Th et est récupéré régulièrement afin d'être réinjecté dans le sel combustible ou stocké.

Comme représenté en figure 1.7, le système de la couverture fertile fait intégralement partie des secteurs de refroidissement. Il comprend un réservoir de sel fertile qui est localisé en circonférence du cœur. Le sel fertile s'échauffe pendant le fonctionnement du réacteur en raison des neutrons provenant du cœur et déposant leur énergie par diffusion, par capture (principalement sur le thorium) ou réalisant des fissions sur l' ^{233}U présent en faible quantité dans la couverture. Ce système doit donc être refroidi pendant le fonctionnement du réacteur. Dans cette optique, le réservoir est connecté à un circuit permettant la circulation du sel fertile, via une pompe, dans des échangeurs de chaleur assurant son refroidissement. Le fluide de refroidissement envisagé est le sel intermédiaire.

1.3.5 Systèmes protégeant thermiquement les structures du circuit combustible

Le matériau envisagé pour la cuve et les réflecteurs axiaux du circuit combustible est un alliage de base nickel tel que l'hastelloy N, alliage initialement développé à l'ORNL pour les réacteurs à sels fondus, ou l'alliage de base nickel développé pour le MSFR dans le projet EVOL [48, 49]. Dans cette thèse, seul l'hastelloy N a été considéré et est utilisé dans les calculs des chapitres suivants. Ses propriétés physiques sont données dans le tableau 1.5 pour une température de 500°C et peuvent être trouvées dans [41] pour des températures comprises entre 100 et 700°C.

Afin de protéger les structures des hautes températures, notamment dans la partie supérieure du cœur où le sel combustible est le plus chaud, deux systèmes sont envisagés : une protection thermique et un système de refroidissement des parois. La protection thermique est constituée d'une couche de SiC recouvrant les structures du cœur et les isolant thermiquement du sel combustible. Le système de refroidissement des parois procure quant à lui la circulation d'un fluide de refroidissement dans les réflecteurs axiaux et éventuellement dans les structures des secteurs. Ce système est en cours de définition. Le fluide de refroidissement actuellement envisagé est le sel intermédiaire.

1.3.6 Systèmes de retraitement des sels combustible et fertile

L'objectif du retraitement du sel combustible est le contrôle de sa composition et en particulier des éléments impactant les caractéristiques neutroniques et/ou électrochimiques du

sel. Cela se traduit par l'extraction des produits de fission neutrophages, l'ajustement de la teneur des différents isotopes fissiles et fertiles et l'ajustement du potentiel électrochimique du sel. Deux méthodes sont envisagées pour nettoyer et retraiter le combustible : un retrait physique des éléments non solubles grâce à un système de bullage en ligne et un retraitement pyrochimique réalisé par batch dans une unité dédiée, l'unité de retraitement, localisée in-situ.

Système de bullage

Le système de bullage est utilisé pour nettoyer le sel des produits de fission gazeux et des particules métalliques non solubles. Les particules métalliques en question peuvent être des produits de fission (PFs) ou résulter de la corrosion. Leur retrait est important pour éviter l'érosion des parois ou leur dépôt sur les parties froides du circuit. Elles pourraient, par exemple, boucher les échangeurs de chaleur en s'y déposant en grande quantité. Le principe du système de bullage repose sur la séparation physique de ces éléments et du sel lorsqu'une phase gazeuse est mélangée au sel. Les éléments possédant une plus forte affinité interfaciale pour la phase gazeuse que pour la phase liquide sont alors emportés par les bulles de gaz.

Dans le design actuel, le gaz est injecté avec un débit de 7 l/s [50] grâce à des injecteurs situés en bas du cœur. Il est extrait au niveau des pompes via la «chambre de séparation» qui assure la séparation du gaz et du sel. Le gaz est ensuite envoyé dans l'unité de traitement des gaz où il est stocké pendant un temps court (de l'ordre de l'heure) et filtré grâce à un procédé impliquant un fluide de traitement. Ce procédé conduit à l'extraction des métaux nobles et des fils des décroissances des PFs gazeux (principalement des alcalins et des alcalino-terreux) qui se retrouvent piégés dans le fluide de traitement. Ce fluide doit être sélectionné ; du plomb ou du sel peuvent par exemple être utilisés. Une fois filtré, le gaz est ré-injecté en cœur. Le système de bullage, incluant l'unité de traitement des gaz, est intégré aux secteurs de refroidissement du combustible tel que représenté sur les figures 1.5 (en jaune) et 1.7 (en bleu). Une représentation des composants du système de bullage dans la zone d'extraction des gaz est donnée en figure 1.8 (à gauche).

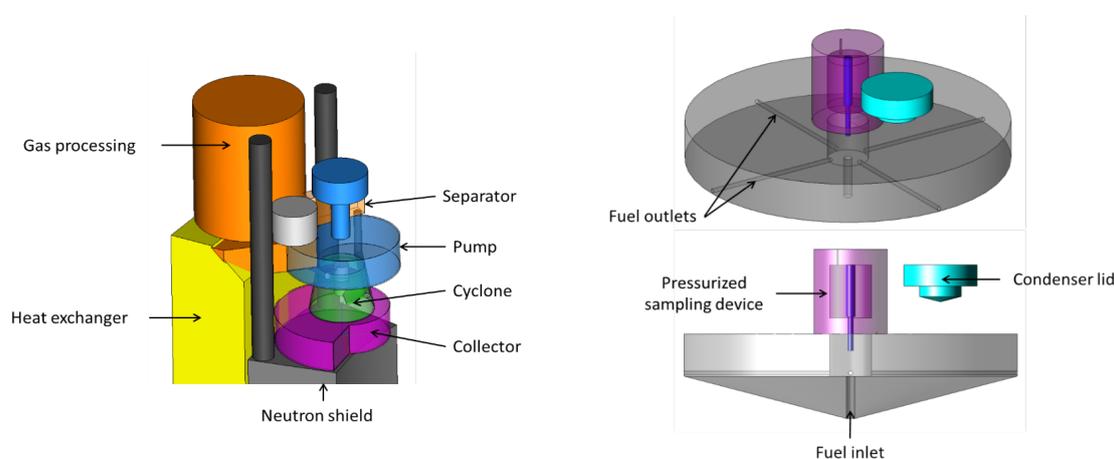


FIGURE 1.8 – Système de bullage (à gauche) et système de prélèvement du sel combustible (à droite) [25]

Le gaz utilisé au démarrage du réacteur est composé d'hélium pur. L'intégralité des produits de fission gazeux ne pouvant être extraits dans l'unité de traitement des gaz, une partie de ces gaz est ré-injectée en cœur en tant que gaz de bullage. Après fonctionnement du réacteur, le gaz est donc formé d'un mélange de gaz rares (hélium, xénon, krypton, etc.). Une partie du gaz est prélevée régulièrement pour maintenir le volume de gaz dans le circuit combustible constant et pour extraire certains éléments radioactifs, tels que les kryptons et les xémons, qui seront stockés (pendant plusieurs mois) dans une enceinte dédiée. Cette enceinte, située en dehors de l'enceinte cœur, pourrait éventuellement se trouver dans le même bâtiment que l'unité de retraitement pyrochimique.

L'unité de traitement des gaz et le fluide de traitement permettent le stockage d'une partie des isotopes radioactifs. De ce fait, une fraction de la puissance résiduelle y est localisée. L'unité de traitement doit donc être refroidie par un système qui reste à définir. De plus, le fluide de traitement doit être remplacé au cours de la vie du réacteur pour éviter sa saturation.

Des produits de fission et des particules métalliques sont également présents dans le sel fertile, bien qu'en plus faibles proportions que dans le sel combustible. De ce fait, un système de bullage peut être associé à la couverture fertile.

Unité de retraitement pyrochimique

Le retraitement pyrochimique du sel combustible a pour vocation d'extraire les éléments indésirables solubles dans le sel et plus généralement d'ajuster la composition du sel. L'unité de retraitement est située sur le même site que le réacteur et son développement est réalisé conjointement à celle du MSFR. Une description précise et une étude de dimensionnement de cette unité sont données dans la thèse de Xavier Doligez [50]. L'étude de l'unité de retraitement n'étant pas au cœur de la présente thèse, nous analysons uniquement son impact sur le réacteur sans entrer dans le détail de ses systèmes ou composants internes. Du point de vue du circuit combustible, les rôles de l'unité de retraitement sont :

- d'ajuster la proportion de noyaux lourds (égale à 22,5%) afin de conserver une composition du combustible correspondant à l'eutectique ;
- d'ajuster la teneur en isotopes fissiles du sel combustible afin d'ajuster la température de criticité ;
- de retirer les produits de fission solubles du sel combustible, en particulier les lanthanides, afin de limiter l'empoisonnement neutronique et surtout de rester en dessous des limites de solubilité de ces éléments dans le sel ;
- d'identifier les éventuelles déviations de la composition du sel combustible qui peuvent être représentatives d'un dysfonctionnement du circuit combustible tel qu'une défaillance du système de bullage ;
- de contrôler le potentiel chimique du sel combustible en ajustant le rapport $\frac{UF3}{UF4}$; ce dernier point peut aussi être effectué par un système dédié sans passer par l'unité de retraitement.

Le retraitement du combustible est réalisé par batch et une proportion du combustible est ainsi prélevée régulièrement. Dans [50], un prélèvement journalier de 40 litres maximum est proposé. Dans le design de référence, le prélèvement est réalisé au niveau du réservoir

d'expansion. Celui-ci est fermé d'un couvercle amovible dans sa partie supérieure. Lors du prélèvement du combustible, le couvercle est retiré et remplacé par le système de prélèvement, tel que représenté sur la figure 1.8 (à droite). L'impact de cette option de design sur la sûreté du réacteur est discuté au chapitre 6.

Comme pour le sel combustible, la composition du sel fertile doit être contrôlée et ajustée. Des PFs solubles, tels que les lanthanides, y sont présents, bien qu'en quantité moindre. Ils doivent en être retirés mais le débit d'extraction nécessaire est beaucoup plus faible que pour le combustible. Par contre, l'uranium 233 et les transthoriciens doivent être extraits de la couverture fertile avec un débit suffisant de manière à éviter l'accumulation de la matière fissile dans la couverture et à pouvoir réapprovisionner le cœur. En effet, une partie de la matière fissile est réinjectée dans le combustible et contribue à l'ajustement de la teneur en fissile et en noyaux lourds du combustible. Le reste est stocké pour participer, par exemple, au démarrage d'un nouveau réacteur. Dans [50], un prélèvement journalier de 40 litres au maximum est proposé. Le système de prélèvement de la couverture fertile est en cours de définition.

1.3.7 Systèmes de vidange et *core catcher*

Système de vidange normal

Un système de vidange normal est prévu pour vidanger le sel dans des réservoirs de stockage pendant les opérations de maintenance. Les conduites permettant la vidange normale sont placés sur les bords de la cuve réacteur tel que représenté en figure 1.7 (en haut à gauche). La procédure de vidange normale est en cours de définition. La vidange n'ayant pas besoin d'être rapide, un temps d'attente avec le sel combustible en cœur peut être prévu. Pendant cette période, la puissance résiduelle du combustible diminue. Elle est donc plus faible au moment de la vidange ce qui permet d'alléger les contraintes de design sur les réservoirs de stockage. Dans le design défini au début du projet SAMOFAR, les réservoirs de stockage sont situés à l'intérieur de l'enceinte réacteur, en périphérie de l'enceinte cœur. Une autre option est à l'étude dans laquelle les réservoirs sont situés dans une enceinte de stockage spécifique, différente de l'enceinte réacteur. Cette option de design est présentée au chapitre 6. Comme pour le sel combustible, des réservoirs de stockage sont envisagés pour le sel fertile et pour le sel intermédiaire.

Système de vidange d'urgence

Le système de vidange d'urgence ou *Emergency Draining System* (EDS) est un système de sûreté permettant de vidanger le sel combustible en cas d'accident. La vidange s'effectue vers le réservoir de vidange d'urgence ou *Emergency Draining Tank* (EDT) qui est destiné à confiner le sel combustible, garantir une configuration sous-critique et assurer l'évacuation de la puissance résiduelle à la fois sur les temps courts, lorsque la puissance résiduelle est encore importante (la puissance résiduelle associée au combustible vaut 3,8% de la puissance nominale du réacteur une seconde après l'arrêt de la réaction en chaîne [40]), et sur les temps longs. Un fonctionnement de l'EDS basé au maximum sur des phénomènes passifs est recherché afin d'assurer la robustesse de ce système de sûreté qui doit être fiable, utilisable même en cas de scénario accidentel impliquant la défaillance de tous les systèmes électriques et garantir le confinement et le refroidissement du sel sur une longue période sans intervention humaine.

1.3. CONFIGURATION DE RÉFÉRENCE DU RÉACTEUR À SELS FONDUS MSFR

Une vue générale de l'EDS est représentée sur la figure 1.9.

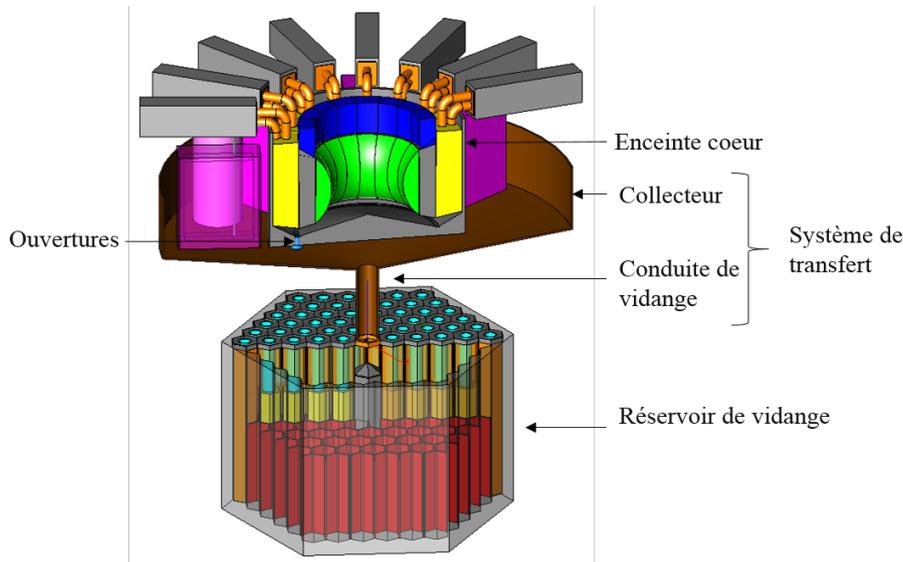


FIGURE 1.9 – Représentation schématique du système de vidange - coupe verticale

La vidange peut être déclenchée de manière active par les opérateurs ou de manière passive grâce à des systèmes sensibles à une température du combustible trop élevée ou une perte de l'alimentation électrique. Les systèmes de déclenchement doivent être fiables et redondants car la vidange doit être efficace en cas d'urgence mais les vidanges intempestives doivent être évitées. Pour cela, des dispositifs de vidange basés sur des principes de fonctionnement différents sont utilisés. Parmi ces systèmes, le «bouchon froid» est à l'étude dans le projet SAMOFAR. Il est constitué de sel combustible maintenu activement à l'état solide qui fond lors d'une perte d'alimentation électrique de durée significative ou de l'atteinte d'une température trop élevée.

Le système de vidange d'urgence est placé sous l'enceinte cœur. Les ouvertures de vidange sont situées dans la partie inférieure de la cuve cœur et traversent le réflecteur inférieur. Le «système de transfert» mène le sel s'écoulant par ces ouvertures vers l'EDT. Comme représenté sur la figure 1.9, il se compose du «collecteur», système de forme conique collectant le combustible, et du «conduit de vidange», conduit cylindrique et vertical situé dans la partie basse du collecteur et conduisant le sel vers l'EDT. L'écoulement du sel par les ouvertures de vidange et dans le système de transfert est gravitaire et donc entièrement passif.

L'EDT, représenté sur la figure 1.10, est constitué d'une large cuve hexagonale dans laquelle des barres de refroidissement sont disposées. Le sel combustible vient se placer à l'interstice entre les barres de refroidissement. Leur partie centrale sert à la circulation du fluide de refroidissement. Ce dernier doit être sélectionné (eau, gaz inerte, etc.). Dans un premier temps, l'eau a été choisie afin de réaliser des calculs de design préliminaires. L'influence de ce choix sur la sûreté sera discutée dans les chapitres suivants. Il est souhaitable que le circuit de refroidissement de l'EDS fonctionne grâce à la convection naturelle du fluide de refroidissement de manière à ce que l'évacuation de la chaleur résiduelle du combustible repose

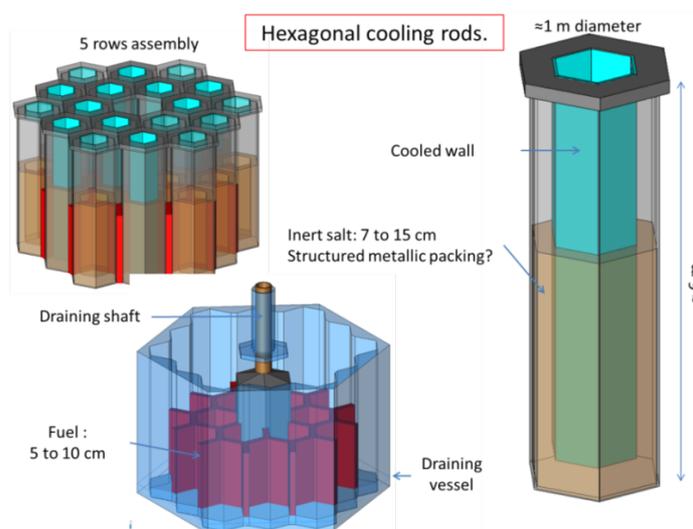


FIGURE 1.10 – Schématisation de l'EDT, composé d'une cuve hexagonale en bleu (en bas à gauche) contenant le combustible en rouge et les barres de refroidissement (à droite et en haut à gauche)

uniquement sur des phénomènes passifs. Dans la partie externe des barres de refroidissement se trouve une couche de sel inerte séparée du sel et du fluide de refroidissement par des parois métalliques. Les sels envisagés pour le sel inerte sont les mêmes que ceux proposés pour le sel intermédiaire, soit :

- le fluorure de lithium (FLiNaK) dont les propriétés sont listées dans le tableau 1.7 ;
- le fluoroborate de sodium (NaFNaBF_4) dont les propriétés sont listées dans le tableau 1.8 ;
- le LiF-ZrF_4 dont les propriétés sont listées dans le tableau 1.9 ;
- le FLiBe dont les propriétés sont listées dans le tableau 1.10.

Au centre de la cuve se trouve un bloc compact avec un distributeur de sel à son sommet. Il permet de distribuer le sel provenant du conduit de vidange entre les barres de refroidissement. La position des barres de refroidissement adjacentes à ce bloc est ajustée pour qu'elles soient à son contact et que le sel ne puisse pas s'intercaler entre le bloc et les barres. Il en va de même entre les barres de refroidissement périphériques et la paroi de la cuve. De cette manière, le bloc central et les parois externes de la cuve n'ont pas besoin d'être refroidis.

En plus d'une connexion pour le sel, une connexion pour la circulation des gaz existe entre l'EDS et le circuit combustible. Elle permet de vidanger rapidement le sel en renvoyant le gaz contenu dans l'EDS vers le haut du cœur et évite l'augmentation de la pression dans l'EDS pendant la vidange. Enfin, la vidange d'urgence du sel est prévue pour être réversible et le cœur peut être rempli avec le sel contenu dans l'EDT. Le système permettant ce transfert doit encore être défini.

Core catcher

En dessous de l'EDS, dans la partie inférieure de l'enceinte réacteur, un dispositif est envisagé pour collecter, en cas de défaillance de l'EDS, le sel combustible et éventuellement les autres fluides pouvant y être mélangés (sel intermédiaire, sel fertile, etc.) ainsi que des éléments de structure endommagés/fondus. Le principe consiste à laisser le sel s'étaler sur une grande surface. Grâce à la faible épaisseur ainsi obtenue, l'évacuation de la chaleur serait possible uniquement par diffusion thermique dans les structures et par convection avec le gaz se trouvant dans l'enceinte réacteur. Du sel inerte, éventuellement mélangé à un poison neutronique tel que le bore, pourrait également y être placé à l'avance afin qu'il se mélange avec le combustible et contribue à son refroidissement ainsi qu'à la sous-criticité du système. Le nom de «*core catcher*» est utilisé à titre provisoire pour la similitude de sa fonction avec le *core catcher* de l'EPR. Son principe de fonctionnement doit être étudié et son dimensionnement doit être effectué. L'utilisation du *core catcher* implique une perte d'investissement puisque le sel s'y trouvant n'est pas récupérable.

1.3.8 Agencement des systèmes dans le bâtiment réacteur

Une représentation globale de l'agencement, dans le bâtiment réacteur, des différents systèmes présentés précédemment est donnée en figure 1.11. Celle-ci permet d'entrevoir l'implication de ces systèmes dans le confinement des matières radioactive qui sera évoqué au chapitre 2 et traité en détail au chapitre 6.

L'enceinte cœur est représentée en gris clair sur la figure 1.11. Parmi les systèmes décrits ci-avant, le circuit combustible, la couverture fertile et le système de bullage sont intégralement contenus dans l'enceinte cœur. Au contraire, le circuit intermédiaire et les différents circuits de refroidissement (du sel fertile, des parois et de l'unité de traitement des gaz) la traversent. Finalement, les systèmes de prélèvement des sels, le système de prélèvement du gaz et les systèmes de vidange (normal et d'urgence) y sont connectés lors de leur fonctionnement, mais en sont isolés par des vannes lorsqu'ils ne sont pas utilisés.

L'enceinte réacteur est représentée en bleu vert sur la figure 1.11. Dans le design proposé au début du projet SAMOFAR, elle se divise en une partie supérieure et une partie inférieure. Dans sa partie supérieure, elle contient des systèmes utilisés lorsque le réacteur est en fonctionnement normal tels que l'enceinte cœur et les réservoirs de stockage normaux. Dans sa partie inférieure, elle contient l'EDS, système de sûreté ayant pour vocation d'être utilisé uniquement en situation accidentelle.

Le bâtiment réacteur est représenté en gris foncé sur la figure 1.11. Les échangeurs intermédiaire-conversion se trouvent dans le bâtiment réacteur (BR), à l'extérieur de l'enceinte réacteur. Le sel intermédiaire ne sort donc pas du BR tandis que le circuit de conversion le traverse. En effet, les principaux composants du circuit de conversion de l'énergie se trouvent dans un bâtiment dédié. Il en va de même pour l'unité de retraitement, qui peut être commune à plusieurs réacteurs se trouvant sur un même site, et se situe dans un bâtiment spécifique.

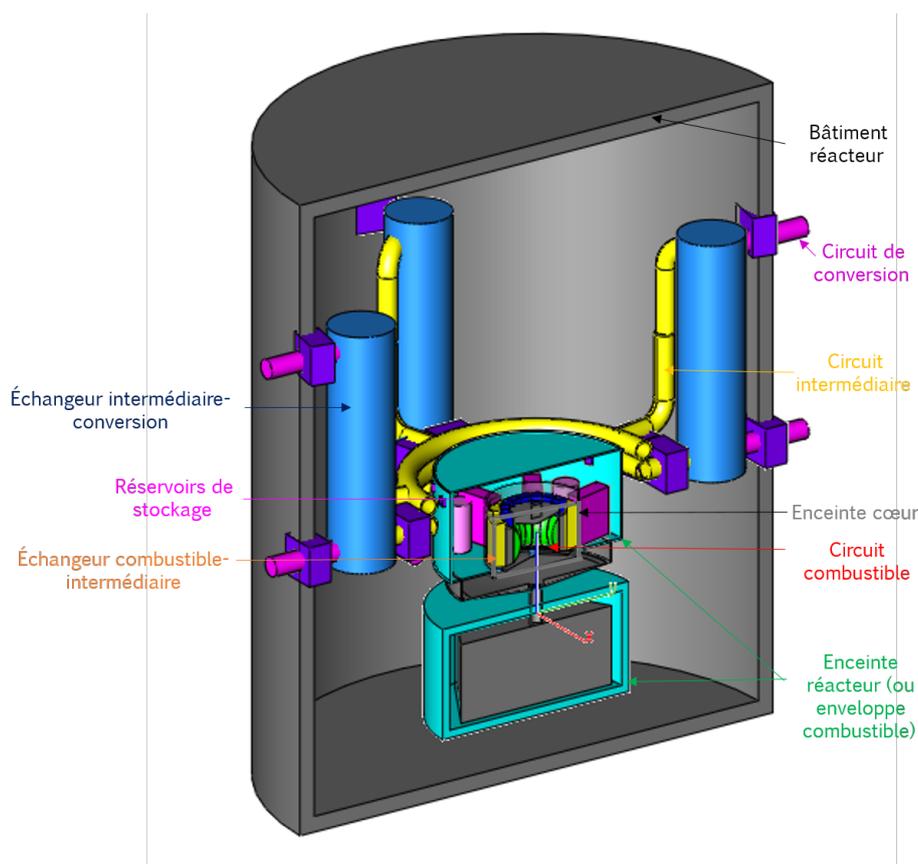


FIGURE 1.11 – Représentation schématique du bâtiment réacteur et des différents systèmes qu'il contient

1.4 Conclusion

Les RSFs sont caractérisés par un combustible liquide sous la forme d'un sel fondu. Les RSFs dont le combustible circule (dans le circuit combustible) présentent plusieurs avantages potentiels, tels que :

- Le sel combustible, jouant à la fois le rôle de combustible et de caloporteur, possède des coefficients de contre-réaction thermique négatifs grâce à l'effet Doppler et à la dilatation thermique du sel (si celle-ci est permise par le design).
- Le mouvement du combustible en cœur participe à l'homogénéisation de sa composition.
- Les plans de chargement, tels que définis pour les réacteurs à combustible solide, n'existent pas dans ce concept.
- L'ajustement de la composition et le retraitement du combustible sont réalisés par transferts fluides et peuvent être effectués sans arrêter le réacteur.
- La fabrication du combustible liquide est potentiellement plus simple que celle d'un combustible solide dans le sens où la fabrication des gaines et des assemblages n'est pas nécessaire. De même, les contraintes liées à la tenue de ces éléments sous irradiation n'existent pas.

1.4. CONCLUSION

- Le concept offre potentiellement une grande souplesse de pilotage pour le suivi de charge. Celui-ci peut être effectué par variation du débit des sels, sans barre de contrôle.
- La reconfiguration de la géométrie du combustible est possible par mouvement fluide, grâce à un système de vidange par exemple.
- Le circuit combustible peut être dimensionné pour un fonctionnement à basse pression.
- Le système global peut potentiellement être compact.

Les RSFs possèdent également un certain nombre de points faibles ou challenges qui seront abordés au travers de l'analyse de sûreté du MSFR dans les chapitres suivants. Nous pouvons néanmoins déjà citer :

- L'étude de la gestion du sel combustible et de son retraitement nécessite encore des recherches, de même que l'évaluation des propriétés physiques et chimiques du sel combustible.
- Le développement et la qualification de matériaux utilisables est à poursuivre et la conception des composants se trouvant au contact du combustible (par exemple les pompes ou les échangeurs de chaleur) pourrait constituer un défi technologique. En plus de la compatibilité avec les sels, les matériaux et les composants sélectionnés doivent avoir une bonne tenue à haute température, sous irradiation, résister à la corrosion et à l'abrasion éventuelle générée par la circulation d'éléments solides entraînés par le combustible.
- La diversité potentielle des localisations possibles pour le combustible en fonctionnement normal combinée avec l'état liquide du combustible rend plus impérieuse l'évaluation des risques de fuite et de by-pass.
- Les spécificités des RSFs nécessitent d'adapter la démonstration de sûreté. L'établissement d'une réglementation et la procédure de licence sera probablement plus longue que pour un autre type de réacteur.
- Le retour d'expérience associé à la construction et au fonctionnement des RSFs est faible et se limite aux travaux réalisés à l'ORNL.

Les expériences réalisées à l'ORNL ont néanmoins démontré la faisabilité de ce type de réacteur et certains des avantages précédemment cités. Actuellement différents concepts sont étudiés de par le monde au travers de projets nationaux ou par des start-up indépendantes. La grande diversité des concepts atteste la souplesse de ce type de réacteur en terme de design, choix du cycle combustible, du spectre neutronique, du sel, de la puissance, etc.

Parmi eux, le MSFR est étudié au CNRS et plus largement à l'échelle européenne dans le projet SAMOFAR. Le design de référence du MSFR, tel que défini au début du projet SAMOFAR, a été décrit dans ce chapitre. A titre de résumé, les caractéristiques principales du réacteur sont listées dans le tableau 1.11 et les principaux fluides employés sont donnés dans le tableau 1.12.

Comme tout réacteur nucléaire de quatrième génération, le MSFR doit répondre à différentes contraintes dont un niveau de sûreté élevé. Cela justifie que l'étude de la sûreté du concept soit entreprise dès la phase préliminaire de son design. Les spécificités de ce réacteur, telles que l'état liquide du combustible, impactent l'approche de sûreté. Une méthodologie d'analyse de sûreté adaptée a donc été développée. Cette méthodologie et son application au MSFR sont présentées au chapitre 2.

Puissance thermique (MW_{th})	3000
Rendement thermodynamique (%)	45
Taux de conversion	1,1
Spectre neutronique	rapide
Cycle combustible	Thorium ($^{233}Th/^{233}U$)
Contre-réaction thermique	-8 pcm/K

TABLE 1.11 – Caractéristiques générales MSFR

Sel combustible - composition initiale	Option 1 : $LiF - ThF_4 - ^{233}UF_4$ (77,5-19,9-2,6 % molaire) Option 2 : $LiF - ThF_4 - UF_4 - (Pu - AM)F_3$ (77,5-6,6-12,3-3,6 % molaire)
Sel fertile - composition initiale	$LiF - ThF_4$ (77,5-22,5 % molaire)
Gaz du système de bullage	hélium (+PFs gazeux)
Sel intermédiaire	Option 1 : fluoroborate Option 2 : FLiNaK Option 3 : LiF-ZrF ₄ Option 4 : FLiBe
Fluide du circuit de conversion	Option 1 : hélium Option 2 : eau supercritique Option 3 : CO ₂ supercritique
EDS - sel inerte	Option 1 : fluoroborate Option 2 : FLiNaK Option 3 : LiF-ZrF ₄ Option 4 : FLiBe
EDS - fluide de refroidissement	Option 1 : eau Option 2 : gaz inerte

TABLE 1.12 – Principaux fluides utilisés dans le MSFR

De nombreux systèmes sont en cours de définition ou restent à définir. Par exemple, le design général du système de vidange d'urgence a été décrit mais ses dimensions ne sont pas fixées. Des études ont donc été réalisées, dans le cadre de cette thèse, pour dimensionner l'EDS et sont présentées au chapitre 5. De plus, le design présenté n'est pas définitif ; il est amené à évoluer avec les études de sûreté et de design. Les travaux réalisés pendant cette thèse s'inscrivent dans cette optique. Ainsi, des retours sur ce design sont présentés en chapitre 6.

Chapitre 2

Développement et première application d'une méthodologie d'analyse de sûreté pour le MSFR

Ce chapitre présente les concepts généraux de sûreté nucléaire et comment ils se déclinent au cas du MSFR. En raison de ses spécificités, l'analyse de sûreté du MSFR nécessite l'utilisation d'une méthodologie d'analyse de sûreté adaptée. Dans ce chapitre, une telle méthodologie est proposée et une des premières étapes de cette méthodologie est appliquée au MSFR. Elle consiste à identifier les événements initiateurs du réacteur et à élaborer une liste resserrée d'événements à traiter dans la suite de l'analyse de sûreté.

Sommaire

2.1	Définition et principes généraux de la sûreté nucléaire	41
2.2	Spécificités du MSFR au regard de la sûreté nucléaire	42
2.2.1	Contrôle de la réactivité	42
2.2.2	Évacuation de la puissance	43
2.2.3	Confinement des matières radioactives	44
2.2.4	Définition de l'accident grave pour le MSFR	45
2.2.5	Implication des spécificités du MSFR sur l'analyse de sûreté	45
2.3	Définition d'une méthodologie d'analyse de sûreté	46
2.3.1	Vérification de l'adéquation du design avec les principes et exigences de sûreté	46
2.3.2	Identification des risques et élaboration d'une liste d'événements initiateurs	48
2.3.3	Définition des dispositifs de sûreté et élaboration de l'architecture de sûreté	48
2.3.4	Conception de systèmes	49
2.3.5	Vérification de la conformité de l'architecture de sûreté	49

CHAPITRE 2. DÉVELOPPEMENT ET PREMIÈRE APPLICATION D'UNE
MÉTHODOLOGIE D'ANALYSE DE SÛRETÉ POUR LE MSFR

2.3.6	Remarques concernant la méthodologie d'analyse de sûreté et son application	50
2.4	Identification des évènements initiateurs	50
2.4.1	Définitions et périmètre d'étude	50
2.4.2	Méthode d'analyse fonctionnelle FFMEA	51
2.4.3	Méthode du <i>Master Logic Diagram</i>	56
2.4.4	Comparaison des deux méthodes et résultats obtenus	60
2.5	Classification des évènements initiateurs et élaboration d'une liste resserrée d'évènements à étudier	61
2.5.1	Méthode	61
2.5.2	Liste d'évènements à étudier	65
2.6	Conclusion	88

2.1 Définition et principes généraux de la sûreté nucléaire

D'après l'article L.591-1 du code de l'environnement français, « la sûreté nucléaire est l'ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation relatives à la conception, à la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des installations nucléaires de base ainsi qu'au transport des substances radioactives, prises en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets » [51]. La sûreté nucléaire est à distinguer de la sécurité nucléaire qui englobe plus largement la sûreté nucléaire, la radioprotection, la prévention et la lutte contre les actes de malveillance ainsi que les actions de sécurité civile en cas d'accident. Ces définitions sont celles utilisées dans le cadre du droit français et peuvent légèrement différer de celle des standards internationaux. À titre d'exemple, la sécurité nucléaire, telle que définie par l'Agence Internationale de l'Énergie Atomique (AIEA), ne comprend pas la sûreté et la radioprotection.

L'objectif fondamental de la sûreté nucléaire est de protéger les personnes et l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants [52]. Parmi les risques à prendre en compte dans l'analyse de sûreté, certains sont spécifiques au nucléaire. Ils sont liés à des caractéristiques intrinsèques des systèmes nucléaires telles que :

- le potentiel considérable d'énergie concentrée dans le cœur du réacteur (haute densité de puissance) ;
- la production de chaleur par les réactions nucléaires et les décroissances radioactives ;
- l'accumulation de produits radioactifs (produits de fission, produits d'activation).

Pour remplir les objectifs de sûreté et prévenir les risques spécifiques au nucléaire, quatre fonctions de sûreté ont été définies et doivent être assurées en toutes circonstances :

- la maîtrise de la réaction nucléaire en chaîne ;
- l'évacuation de la puissance thermique issue des décroissances radioactives et des réactions nucléaires ;
- le confinement des substances radioactives ;
- la protection des personnes et de l'environnement contre les rayonnements ionisants [53].

Les objectifs et les principes de sûreté nucléaires, incluant les quatre fonctions de sûreté, sont à respecter dans tout type de réacteur nucléaire. Leur application se décline toutefois différemment selon le concept. Pour évaluer la sûreté des réacteurs nucléaires, des méthodologies d'analyse de sûreté sont utilisées. Elles permettent de s'assurer que le design remplit les objectifs et les principes de sûreté. Historiquement, la plupart de ces méthodologies ont été développées pour les REP et grâce au retour d'expérience disponible pour ces réacteurs. De ce fait, elles peuvent être mal adaptées à l'étude des réacteurs au design innovant, tels que les réacteurs à sels fondus. Afin d'illustrer ce point, la section 2.2 montre comment les caractéristiques du MSFR influent sur certaines de ces notions de sûreté. Une méthodologie d'analyse de sûreté adaptée à l'étude du MSFR, et plus largement à celle des réacteurs à sels fondus, a donc été développée, dans le cadre du projet SAMOFAR. Elle fait l'objet de la tâche 1.5 [54] menée par l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) et à laquelle le CNRS a participé. Cette méthodologie est présentée section 2.3. Elle a été appliquée dans le cadre de la tâche 1.6 [55] du projet SAMOFAR menée par l'institut polytechnique de Turin en collaboration avec le CNRS et Framatome. Une partie de ce travail a été réalisée dans le cadre de cette thèse et est présentée dans les sections suivantes. Les sections 2.4 et 2.5

présentent le résultat de ce travail. En particulier, la section 2.4 présente l'identification des d'événements initiateurs du réacteur et la section 2.5 se concentre sur leur classification et l'élaboration d'une liste resserrée d'événements à traiter dans la suite de l'analyse de sûreté.

2.2 Spécificités du MSFR au regard de la sûreté nucléaire

Cette section propose de s'intéresser à l'impact des spécificités du MSFR sur les trois premières fonctions de sûreté et sur la définition de l'accident grave, notion fondamentale en sûreté nucléaire.

2.2.1 Contrôle de la réactivité

Le MSFR possède, vis à vis du contrôle de la réactivité, les propriétés suivantes :

L'ajustement régulier de la composition du combustible : le retraitement des sels combustible et fertile est réalisé par batch. La ponction du sel combustible pour le retraitement ainsi que l'injection du sel combustible neuf se fait par transfert fluide et ne nécessite pas d'arrêter le réacteur. Cela permet d'ajuster régulièrement (a priori quotidiennement) la composition du sel combustible. Ainsi, il n'est pas nécessaire d'avoir une réserve de réactivité importante en cœur pour compenser l'épuisement du combustible.

L'absence de barres de contrôle : depuis les années 50, les études sur les réacteurs homogènes, famille à laquelle appartient le MSFR, montrent que les barres de contrôle ne sont pas forcément nécessaires pour ce type de réacteur [56]. En particulier, les travaux réalisés à Oak Ridge sur le concept de réacteur à sels fondus ARE viennent étayer cette idée en démontrant la possibilité de réaliser un suivi de charge par variation du débit du fluide intermédiaire [6]. De même, il est prévu de contrôler la puissance du MSFR par l'extraction de chaleur sans avoir recours aux moyens conventionnels de contrôle en cœur. Le concept offre de ce fait un potentiel intéressant concernant la simplification de l'architecture des moyens de contrôle de la réactivité. Toutefois, un système d'arrêt d'urgence de la réaction en chaîne en cœur pourrait être nécessaire. Ce système pourrait être une barre d'arrêt, un système agissant sur la densité de sel dans le cœur, tel que le système de bullage, ou encore un système influant sur la géométrie du cœur. Il est à noter que l'ajout d'un tel système d'anti-réactivité peut entraîner l'apparition d'initiateur d'accidents supplémentaire [40] de type retrait de barre. L'accident d'éjection de barre en REP n'a pas d'équivalent dans le MSFR car le circuit combustible n'est pas sous pression : le retrait de barre dont il est ici question aurait une cinétique beaucoup plus lente. Ce sont les études de sûreté qui devront déterminer si l'ajout d'un système d'arrêt d'urgence tel qu'une barre de contrôle est pertinent ou non dans ce système.

Le comportement intrinsèquement stable du réacteur en cas d'insertion de réactivité : le MSFR peut supporter des insertions de réactivité importantes sans endommagement du circuit combustible (voir [34] chapitre 4). Cette capacité provient, d'une part, d'un coefficient de contre réaction thermique global négatif et dont la grande amplitude permet d'atteindre un nouvel équilibre neutronique avec une variation de la température du

combustible relativement faible. Ce coefficient est globalement évalué à -8 pcm/K [34] et cumule les effets Doppler et densité. L'effet Doppler est dû à l'élargissement des résonances des sections efficaces d'absorption avec la température. L'effet densité provient de la dilatation thermique du sel combustible. Celle-ci entraîne la sortie d'une partie du combustible hors du cœur. Le sel restant en cœur est alors plus transparent aux neutrons, ce qui augmente les fuites neutroniques. De plus, le combustible jouant également le rôle de caloporteur, la chaleur est déposée directement dans ce dernier permettant un effet quasiment instantané du coefficient densité. Au cours des expériences réalisées sur le réacteur Source d'Irradiation à Libre Evolution Neutronique (SILENE) [57, 58], qui possède comme le MSFR un combustible homogène, aucun effet falaise n'a été observé au passage de la criticité prompte. D'autre part, le MSFR peut supporter de grandes variations de température du sel combustible (jusqu'à 200°C sans endommager les structures [41]). Cette grande plage de variation en température offre la possibilité, en cas d'insertion de réactivité positive, de laisser le réacteur se stabiliser seul grâce aux contre réactions thermiques sans avoir besoin d'intervenir pour limiter l'élévation de la température.

La faible inertie neutronique : La fraction de neutrons retardés en cœur est réduite en raison de l'entraînement des précurseurs de neutrons retardés par le mouvement du sel combustible qui les emporte vers des zones de faible importance. Pour cette même raison, la fraction de neutrons retardés varie avec le débit de sel combustible. Cette faible proportion de neutrons retardés confère au système une faible inertie neutronique et contribue à atteindre plus rapidement un nouvel équilibre neutronique-thermohydraulique (en cas d'insertion de réactivité, variation de la puissance, etc.). Ce comportement « nerveux » n'est actuellement pas estimé problématique pour le pilotage du réacteur puisque ce dernier est contrôlé par les contre-réactions et non par des systèmes nécessitant un certain délai d'action.

2.2.2 Évacuation de la puissance

L'évacuation de la puissance, de fission et résiduelle, est impactée par :

La possibilité de reconfigurer passivement la géométrie du combustible : l'état liquide du combustible permet, si besoin, de le relocaliser facilement pour en assurer le refroidissement. Ainsi, la configuration avec le combustible en cœur correspond à une situation où la puissance produite est extraite grâce aux circuits intermédiaire et de conversion. Une autre configuration, dans laquelle le sel combustible est vidangé dans les réservoirs de stockage normaux, est utilisée pour les situations de maintenance. Ces réservoirs sont prévus pour évacuer la puissance résiduelle. De plus, un système de vidange d'urgence est prévu de manière à vidanger le combustible, par écoulement gravitaire, vers un réservoir d'urgence où il est refroidi passivement. Ce système est décrit au chapitre 1 et étudié plus précisément au chapitre 5. Il permet de gérer, entre autres, les situations de perte du refroidissement du circuit combustible. En cas de dysfonctionnement du système de vidange d'urgence, l'évacuation de la puissance du combustible est toujours possible par étalement de ce dernier dans le core catcher et dilution avec des sels compatibles (pour supprimer le risque de criticité et améliorer le refroidissement).

La multiplicité des sources de puissance résiduelle : une des particularités du MSFR réside dans la délocalisation d'une partie de la puissance résiduelle, principalement

en raison du nettoyage (par le système de bullage) et du retraitement du sel combustible pendant le fonctionnement du réacteur. D'une part, la puissance résiduelle du sel combustible se trouvant dans le circuit combustible est réduite ce qui permet de diminuer les conséquences d'un accident de perte du refroidissement du circuit combustible. D'autre part, non seulement le refroidissement du combustible doit être assuré mais également celui de la couverture fertile, de l'unité de traitement des gaz et de l'unité de retraitement des sels. La puissance résiduelle dans ces systèmes n'est en effet pas négligeable. Celle associée à l'unité de traitement des gaz représente 1,4 % de la puissance nominale une seconde après l'arrêt du réacteur [40]. De plus, l'activation des structures et du sel intermédiaire reste encore à évaluer et il pourrait également être nécessaire de les refroidir après arrêt du réacteur.

2.2.3 Confinement des matières radioactives

Sans entrer dans les détails de la définition des barrières de confinement du MSFR, qui sera par ailleurs abordée au chapitre 6, il est aisé de constater que la gestion de la fonction de confinement est très différente de celle d'un REP, principalement en raison des particularités suivantes :

La multiplicité des localisations des matières radioactives : une partie non négligeable des éléments radioactifs sont situés dans la couverture fertile, l'unité de traitement des gaz et les unités de retraitement du sel. De plus, les prélèvements et injections des sels combustible et fertile sont réalisés pendant que le réacteur est en fonctionnement. Enfin, une faible proportion des gaz de fission est extraite quotidiennement. Ces systèmes de prélèvement sont à prendre en compte dans l'analyse du confinement et de ses possibles *by-pass*. Le combustible pouvant être vidangé vers des réservoirs de stockage normaux ou d'urgence, le confinement de ces systèmes et des conduites de vidange est à étudier, même lorsqu'ils ne sont pas en cours d'utilisation, car une faible quantité de sel combustible pourrait y rester après le transfert.

Les structures de confinement du combustible : les premiers composants en contact avec le combustible diffèrent des réacteurs à combustible solide (e.g. il n'y a pas de gaines combustibles dans le MSFR), de même que les contraintes qu'ils ont à supporter. Les structures et composants du circuit combustible, tels que les pompes ou les échangeurs de chaleur, sont en contact direct avec le combustible et participent à l'étanchéité du circuit. Ils doivent supporter la température élevée du combustible. Cependant, les contraintes mécaniques sur ces éléments sont relativement faibles puisque le circuit n'est pas sous pression. Les composants du circuit combustible sont sous irradiation, mais celle-ci reste limitée car ils sont situés en dehors du cœur (où il n'y a aucune structure) et donc de la région de haut flux. De plus, la couverture fertile et la protection neutronique radiale permettent de limiter le flux neutronique vers l'extérieur et de protéger les échangeurs de chaleur.

Le risque de fuite combustible à prendre en compte : le contrôle de la corrosion des structures du circuit combustible et des réservoirs de stockage est primordiale puisque la corrosion peut être à l'origine de brèches plus ou moins grandes dans les structures confinant le combustible. Dans le cas d'une fuite de sel combustible suffisamment petite, il est probable que ce dernier se solidifie en raison de sa haute température de solidification (585°C). Cette solidification, en plus de contribuer à colmater la fuite, augmente la capacité de rétention

du sel vis à vis de certains produits de fission (notamment vis à vis du césium et de l'iode). La rétention par le sel de certains éléments radioactifs présente un avantage considérable du point de vue du confinement et est étudiée dans le cadre du projet SAMOFAR [59].

Les contraintes potentiellement faibles sur le bâtiment réacteur : Les risques chimiques sont étudiés dans le chapitre 3, mais nous pouvons déjà annoncer qu'aucune réaction chimique fortement exothermique n'a pour l'instant été identifiée entre le combustible et les différents fluides susceptibles de se trouver dans le bâtiment réacteur. Les circuits combustible et intermédiaire sont sous faible pression et les réactions chimiques entraînant un risque de montée en pression peuvent être évitées avec des choix de design adéquats. Les options de design en question sont discutées dans la section 6.4.

2.2.4 Définition de l'accident grave pour le MSFR

La notion d'accident grave est largement employée dans l'étude de la sûreté des réacteurs nucléaires. D'après l'IRSN (2008), « un accident grave est un accident dans lequel le combustible du réacteur est significativement dégradé par une fusion plus ou moins complète du cœur. Cette fusion est la conséquence d'une élévation importante de la température des matériaux composant le cœur, elle-même résultant d'une absence prolongée de refroidissement du cœur par le fluide caloporteur. Cette défaillance ne peut survenir qu'à la suite d'un grand nombre de dysfonctionnements, ce qui rend sa probabilité très faible (en ordre de grandeur, 10^{-5} par réacteur et par an) » [60]. Dans les réacteurs à eau pressurisée, cet accident implique :

- une perte de la première barrière de confinement (la gaine combustible) ;
- une possible défaillance de la deuxième barrière (le circuit primaire) ;
- une possible contrainte sur la troisième barrière (le bâtiment réacteur).

La définition ci-dessus est bien adaptée aux réacteurs à eau légère, mais peut s'avérer difficile à appliquer, voir inapplicable, pour d'autres concepts. Par exemple, pour les VHTRs, la fusion du combustible est considérée très improbable, voire impossible. Pour les RSFs, l'état liquide du combustible étant un choix de conception, l'accident de fusion du cœur n'a pas d'équivalent direct et la notion de dégradation du combustible est difficile à définir. En 2015, dans le but d'évaluer la sûreté des concepts de quatrième génération, l'IRSN a proposé une nouvelle définition de l'accident grave : « un accident grave dans un réacteur nucléaire est un accident au cours duquel la fonction de confinement des éléments radioactifs issus du combustible nucléaire est significativement dégradée, que le combustible soit dans le réacteur, en cours de manutention ou dans une zone d'entreposage » [61]. Cet énoncé permet d'une part d'étendre la définition, au-delà de l'enceinte réacteur, à l'entreposage du combustible utilisé en piscine. D'autre part, cette définition plus générale ne mentionne pas l'état du cœur ni la dégradation du combustible et peut s'appliquer à tous les concepts de quatrième génération, y compris aux RSFs. Sa déclinaison spécifique est en cours pour le MSFR. Notons qu'aucune cause évidente menant à de telles situations, impliquant une dégradation importante de la fonction de confinement, n'a été identifiée au cours des études de sûreté réalisées jusqu'à présent pour le MSFR.

2.2.5 Implication des spécificités du MSFR sur l'analyse de sûreté

En raison des spécificités du MSFR évoquées précédemment, la déclinaison pratique de certaines notions de sûreté est à revoir pour ce concept (définition de l'accident grave, choix

des barrières de confinement, etc.). Afin d'évaluer la sûreté de ce système, l'approche de sûreté utilisée doit être suffisamment souple pour permettre d'intégrer les spécificités du MSFR et se baser, autant que possible, sur des principes généraux de sûreté et non sur leur déclinaison pour les réacteurs à combustible solide. Enfin, le design du MSFR est en cours de développement et les procédures de fonctionnement (démarrage, arrêt, maintenance) en cours de définition. L'application d'une méthodologie d'analyse de sûreté pendant une phase amont du développement d'un système, comme c'est le cas pour le MSFR, offre plus de souplesse pour prendre en compte les résultats de l'analyse et les intégrer au design. L'approche de sûreté doit alors inclure des méthodes et outils adaptés et utilisables malgré l'absence d'information sur certains systèmes, composants ou procédures. La section suivante propose une méthodologie d'analyse de sûreté répondant à ces objectifs.

2.3 Définition d'une méthodologie d'analyse de sûreté

La méthodologie d'analyse de sûreté proposée dans le projet SAMOFAR a pour objectif d'être applicable dès les premières phases de design et jusqu'au *licensing*. Elle intègre les exigences de sûreté des réacteurs de quatrième génération, les standards de sûreté internationaux, les retours d'expérience disponibles et prend en compte les particularités des réacteurs à sels fondus. De plus, elle doit permettre d'obtenir une sûreté intégrée au design (« built-in ») plutôt qu'ajoutée a posteriori (« added-on »). Cette méthodologie se base principalement sur la méthodologie *Integrated Safety Assessment Methodology* (ISAM) [62, 63] développée dans le cadre du GIF et sur le travail réalisé dans le cadre du projet européen SARGEN IV [64]. En effet, la méthodologie ISAM est particulièrement adaptée à l'étude du MSFR car elle inclut les exigences de sûreté des réacteurs de quatrième génération et est suffisamment indépendante de la technologie étudiée pour être applicable malgré les spécificités des réacteurs à sels fondus. En supplément des outils proposés dans l'ISAM, d'autres méthodes usuelles d'analyses de risques ont été ajoutées comme le *Master Logic Diagram* (MLD), la méthode d'analyse fonctionnelle *Functional Failure Mode and Effet Analysis* (FFMEA) ou la méthode des Lignes De Défense (LDD). Les différentes étapes de la méthodologie ont pour vocation d'apporter des retours sur le design en offrant une compréhension détaillée de ses vulnérabilités. Elles sont à utiliser itérativement avec les études de design dans le but d'obtenir une sûreté intégrée au design. Les différentes étapes de la méthodologie et leurs interconnexions sont schématisées en figure 2.1. Ces étapes sont décrites dans les sous-sections suivantes.

2.3.1 Vérification de l'adéquation du design avec les principes et exigences de sûreté

La première étape de la méthodologie consiste à vérifier que le design respecte les principes et exigences de sûreté. Dans cette optique, l'utilisation du *Qualitative Safety features Review* (QSR), proposé dans l'ISAM [62], est préconisée. Le QSR se présente sous la forme d'une liste de bonnes pratiques et de recommandations aidant à identifier les vulnérabilités du design. Une première application du QSR au MSFR a été réalisée dans la thèse de Mariya Brovchenko [40] et n'est pas présentée ici en détails. Il est néanmoins intéressant de souligner que le QSR a permis la mise en évidence du risque de fuite de sel combustible comme une caractéristique défavorable du design étudié. Cette étude a ainsi conduit à une redéfinition du design du circuit combustible, avec une géométrie intégrée limitant le nombre de conduites et soudures, afin de minimiser le risque de fuite. Cette nouvelle géométrie, décrite au chapitre 1,

2.3. DÉFINITION D'UNE MÉTHODOLOGIE D'ANALYSE DE SÛRETÉ

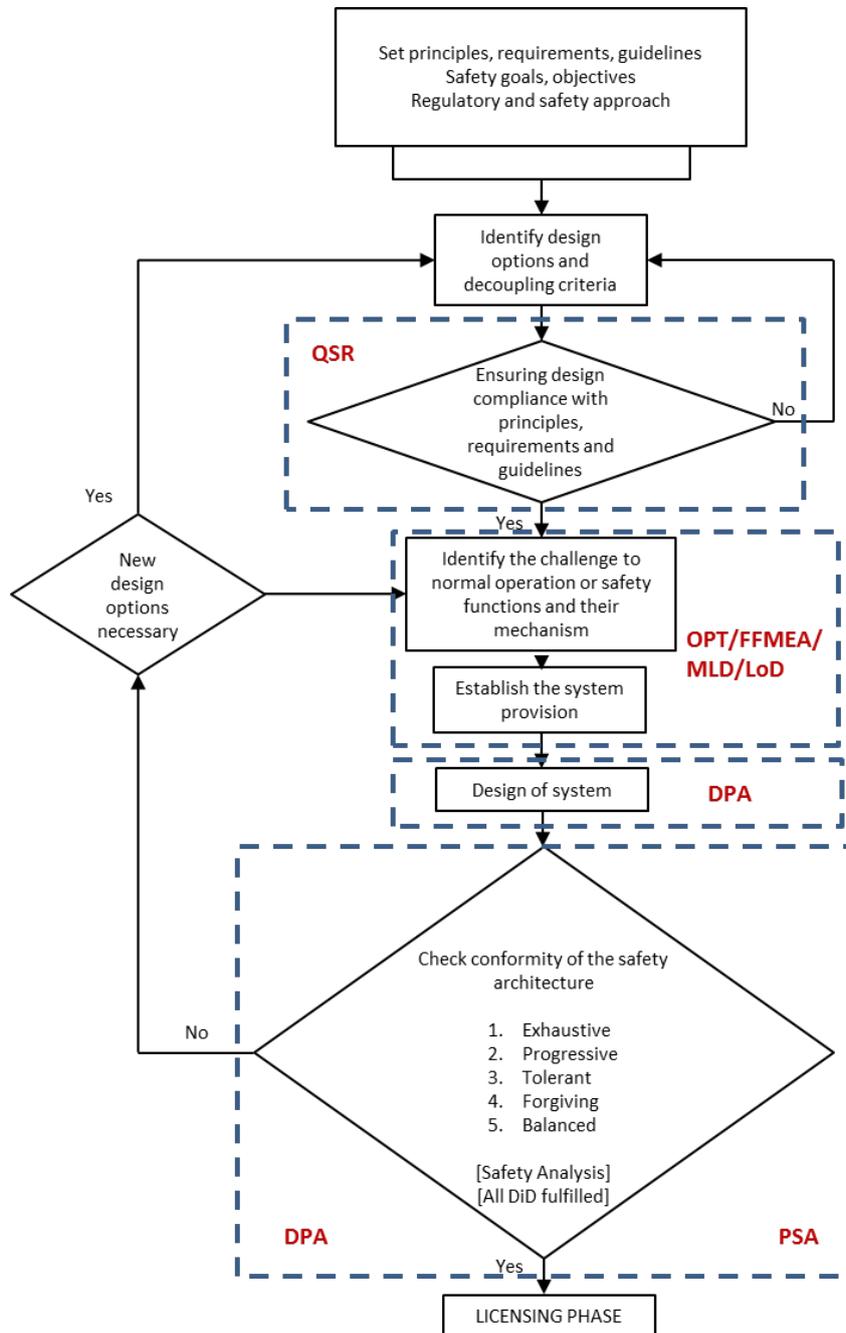


FIGURE 2.1 – Schéma de la méthodologie d'analyse de sûreté [54]

est désormais étudiée dans le cadre du projet SAMOFAR et sert de référence pour les analyses présentées dans ce chapitre.

2.3.2 Identification des risques et élaboration d'une liste d'évènements initiateurs

La seconde étape de la méthodologie consiste à identifier l'ensemble des Évènements Initiateurs (EIs) du système et à élaborer une liste resserrée d'EIs à traiter. Afin d'être aussi exhaustif que possible dans l'identification des EIs, il est proposé d'employer à la fois des méthodes *bottom-up*, qui partent de la défaillance des éléments du design ou de leurs fonctions pour induire les EIs et leurs conséquences, et *top-down*, qui partent d'une situation redoutée générique pour en déduire ses causes et les EIs associés. Ainsi, l'utilisation combinée du FFMEA (méthode *bottom-up*) et du MLD (approche *top-down*) est considérée pour l'étude du MSFR. Afin de couvrir tous les évènements possibles, les deux méthodes doivent être appliquées au système dans son ensemble et pour tous les modes de fonctionnement normaux (production de puissance, démarrage, arrêt, maintenance). Ensuite, la prise en compte d'avis d'experts et des retours d'expérience disponibles sont souhaitables pour compléter l'identification des risques. Une analyse doit ensuite être menée pour sélectionner une liste resserrée d'évènements initiateurs à traiter dans la suite de la méthodologie de sûreté. Ces derniers seront choisis, parmi l'ensemble des évènements initiateurs identifiés, comme les plus représentatifs et pénalisants en terme de fréquences d'occurrence et de conséquences. Une classification préliminaire peut ainsi être suggérée sur la base d'un jugement d'expert et des retours d'expérience disponibles. L'identification des évènements initiateurs du MSFR est présentée en section 2.4; leur classification et l'élaboration d'une liste resserrée sont décrites en section 2.5. En plus du jugement d'expert et des retours d'expérience disponible, cette classification doit être accompagnée d'études permettant de quantifier les conséquences des évènements initiateurs. Des calculs de ce type sont présentés dans le chapitre 3 pour les risques chimiques et dans le chapitre 4 pour les risques neutroniques/thermohydrauliques. En complément, l'utilisation du *Phenomena Identification and Ranking Table* (PIRT), proposé dans la méthodologie ISAM [62], pourrait aider à étudier en détail la phénoménologie de certains scénarios accidentels. Cette méthode n'a pas été appliquée à l'étude de la sûreté du MSFR pour l'instant; elle devra être utilisée dans les études de sûreté ultérieures.

2.3.3 Définition des dispositifs de sûreté et élaboration de l'architecture de sûreté

Après l'identification des évènements initiateurs, l'étape suivante consiste à élaborer l'architecture de sûreté du système. Cette étape se traduit par l'implémentation de dispositions de sûreté adéquates vis à vis des évènements initiateurs précédemment identifiés. Afin de définir ces dispositions de sûreté et de vérifier la cohérence de l'architecture de sûreté élaborée, la méthode des LDDs est mise en avant pour le MSFR. Dans le cadre de cette première application, il n'est pas envisagé d'organiser les systèmes de protection selon les différents niveaux de défense en profondeur. L'objectif recherché est plutôt axé sur l'identification d'ensembles de lignes de défense homogènes en terme de quantité et de qualité vis à vis d'un même niveau de conséquences. La présentation des dispositions de sûreté au travers des différents niveaux de la défense en profondeur pourra être réalisée ultérieurement, lors d'une seconde application de la méthodologie. La présentation de la méthode des LDDs et son application au MSFR sont détaillées en chapitre 6. En complément, la méthode de l'*Objective Provision Tree* (OPT), proposée dans la méthodologie ISAM [62], est préconisée pour avoir une meilleure représentation de l'architecture de sûreté. Cette méthode n'a pas été appliquée à l'étude de la sûreté du

MSFR pour l'instant ; elle devra être utilisée dans les études de sûreté ultérieures. Elle pourra notamment être employée pour présenter le rôle des dispositions de sûreté dans chacun des niveaux de la défense en profondeur. La définition des dispositions de sûreté repose sur la classification des événements établie à l'étape précédente car le besoin en systèmes de sûreté est différent selon la gravité et la fréquence d'occurrence de l'évènement considéré. De plus, il est souligné, dans la méthode des LDDs, que des informations concernant le comportement naturel du réacteur suite aux événements initiateurs doivent être recueillies. De même, les conséquences radiologiques de la situation atteinte en cas d'évolution naturelle du système doivent être évaluées. Ces informations permettent de définir de manière adéquate le type et la quantité des systèmes de protection à implémenter. Dans cette optique, des calculs de transitoires non-protégés, ne tenant pas compte des éventuels dispositifs de sûreté prévus, doivent être réalisés en amont ou en parallèle de l'application des LDDs. Des études de transitoires non protégés sont présentées au chapitre 4 pour les risques neutroniques et thermohydrauliques. De nombreuses études restent encore à faire. L'élaboration de l'architecture de sûreté devra donc être raffinée au fur et à mesure de l'avancement de l'étude du comportement naturel du MSFR et de l'évaluation des rejets radiologiques potentiels.

2.3.4 Conception de systèmes

Partant de l'architecture de sûreté préliminaire obtenue à l'étape précédente, des calculs doivent être réalisés pour dimensionner de nouveaux systèmes de sûreté ou pour améliorer les systèmes déjà existants. Ce processus s'inscrit là encore dans une démarche itérative et contribue à l'obtention d'une sûreté intégrée plutôt qu'ajoutée a posteriori. Dans cette optique, des calculs de design ont notamment été réalisés au cours de cette thèse pour le système de vidange d'urgence et sont présentés au chapitre 5.

2.3.5 Vérification de la conformité de l'architecture de sûreté

La dernière étape de la méthodologie consiste à vérifier la conformité de l'architecture de sûreté. Les études prévues dans le cadre du projet SAMOFAR reposent principalement sur des analyses de sûreté déterministes et phénoménologiques (*Deterministic and Phenomenological Analysis* (DPA)). Celles-ci incluent des études de neutronique, de thermohydraulique, de thermomécanique et de physique des réacteurs. Elles ont pour objectifs de définir des critères de succès pour les systèmes et composants, de déterminer les conséquences des différentes séquences accidentelles et enfin d'évaluer l'adéquation des systèmes de protections implémentés par rapport aux objectifs attendus. En complément des études déterministes, des Études Probabilistes de sûreté (EPS) doivent être entreprises pour identifier et quantifier les potentiels points faibles de l'architecture de sûreté ainsi que les séquences accidentelles complexes. Différents niveaux d'EPS (niveau 1, 2 et 3) sont disponibles ; ils dépendent de l'étendue de l'étude et des résultats recherchés et sont applicables à différents étapes d'avancement du design. Considérant le design préliminaire du MSFR, des EPS de haut niveau et entièrement quantitatives ne sont pas envisageables pour le moment mais devront être réalisées pendant les phases de conception ultérieures.

2.3.6 Remarques concernant la méthodologie d'analyse de sûreté et son application

Une méthodologie globale d'analyse de sûreté, applicable aux réacteurs à sels fondus et au stade de design actuel du MSFR, est proposée. De plus amples détails sont disponibles dans le livrable 1.5 du projet SAMOFAR [54]. Les sections et les chapitres suivants s'intéressent à l'application de cette méthodologie au MSFR. Concernant la suite de ce chapitre, l'application de la deuxième étape « Identification des risques et élaboration d'une liste d'évènements initiateurs » est présentée dans les sections 2.4 et 2.5. La première présente l'identification des évènements initiateurs tandis que la deuxième se concentre sur leur classification et l'élaboration d'une liste resserrée.

2.4 Identification des évènements initiateurs

La deuxième étape de la méthodologie précédemment définie a été appliquée au MSFR dans le cadre de cette thèse et en collaboration avec les membres du projet SAMOFAR. Elle consiste à identifier une liste d'évènements initiateurs qui servira de base pour la suite des études de sûreté. Dans un premier temps les évènements initiateurs du système sont recherchés dans une démarche visant à l'exhaustivité. En effet, afin d'être aussi exhaustif que possible, deux approches différentes sont utilisées pour identifier les évènements initiateurs du MSFR : la méthode FFMEA et le MLD. Ces deux méthodes et leur application au MSFR sont détaillées en sous-sections 2.4.2 et 2.4.3, tandis que la sous-section 2.4.4 présente une comparaison entre les deux méthodes. De plus, les jugements d'expert, notamment via des avis d'experts du CNRS et de Framatome, et les retours d'expérience disponibles, en particulier grâce aux rapports d'Oak Ridge sur le MSRE (tel que [9]), ont été pris en compte pour compléter l'analyse.

2.4.1 Définitions et périmètre d'étude

L'ensemble des évènements pouvant affecter la sûreté de l'installation et susceptible d'être à l'origine, directement ou indirectement, d'une situation d'incident ou d'accident doit être identifié. Ces évènements sont appelés des évènements déclencheurs et peuvent être de plusieurs types [65, 66] :

- Les évènements initiateurs, que nous appellerons simplement EI par la suite, sont des évènements découlant d'une défaillance interne, c'est à dire un dysfonctionnement, une panne ou un endommagement d'un élément de l'installation nucléaire ou présent dans l'installation nucléaire, y compris résultant d'actions humaines inappropriées. Il n'existe pas de liste générique d'évènements initiateurs, ceux-ci dépendant du concept de réacteur nucléaire étudié.
- Les agressions internes sont des évènements ou situations trouvant leur origine à l'intérieur de l'installation nucléaire de base et pouvant entraîner de manière directe ou indirecte des dommages aux éléments importants pour la protection ou remettre en cause le respect des exigences définies. Les agressions internes regroupent, par exemple, les explosions, les incendies, les collisions, les chutes de charges, les inondations trouvant leur origine dans le périmètre de l'installation nucléaire de base, etc. La liste des agressions internes à prendre en considération dans la démonstration de sûreté

nucléaire est donnée dans l'article 3.5 de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base [67].

- Les agressions externes sont des événements trouvant leur origine à l'extérieur de l'installation nucléaire de base et pouvant entraîner de manière directe ou indirecte des dommages aux éléments importants pour la protection ou remettre en cause le respect des exigences définies. Ils peuvent être d'origine naturelle ou liés aux activités humaines dans l'environnement de l'installation. Les agressions externes regroupent par exemple, les séismes, les incendies, les inondations trouvant leur origine à l'extérieur du périmètre de l'installation nucléaire de base, etc. La liste des agressions externe à prendre en considération dans la démonstration de sûreté nucléaire est donnée dans l'article 3.6 de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base [68].

Les cumuls plausibles d'événements déclencheurs doivent également être pris en compte dans l'analyse de sûreté [65].

A terme, tous les événements déclencheurs doivent être identifiés pour tous les modes de fonctionnement normaux et dans tous les systèmes de l'installation nucléaire. Dans le cadre de l'analyse de sûreté réalisée dans cette thèse et dans le projet SAMOFAR, nous nous sommes limités à l'identification des EI. De plus, seul le mode de fonctionnement normal de production de puissance a été considéré. En ce qui concerne le périmètre géographique de l'étude, celui-ci se limite à l'étude du circuit combustible et des systèmes directement en interaction avec ce dernier, c'est à dire : le circuit intermédiaire, le système de la couverture fertile, le système de bullage, l'unité de traitement des gaz et les systèmes de prélèvement du sel combustible et du sel fertile. La perte de certaines fonctions supports telles que la source froide ou l'alimentation électrique est également prise en compte.

Les événements initiateurs listés dans cette section et dans la section suivante sont obtenus à partir d'un design du MSFR légèrement modifié par rapport à celui qui a été présenté en chapitre 1 et intégrant déjà quelques premières réflexions sur la sûreté du réacteur. Parmi les modifications notables, nous pouvons citer l'ajout de « couvercles » au-dessus des secteurs afin de fermer l'enceinte cœur et de garantir son étanchéité.

2.4.2 Méthode d'analyse fonctionnelle FFMEA

La méthode FFMEA ou analyse fonctionnelle des modes de défaillances et de leurs effets est une méthode d'analyse de risques basée sur la modélisation fonctionnelle d'un système. Son objectif principal est d'identifier les potentiels EIs d'incidents et d'accidents et de faire des suggestions pour améliorer la sûreté globale du système [69]. Cette méthode, dite « bottom-up », est applicable dès les premières phases du design. En effet, la méthode consiste à identifier les fonctions principales du système puis à examiner les conséquences de la perte de chacune des fonctions sans nécessairement relier cette perte à la défaillance d'un composant, en particulier si les composants remplissant la fonction en question sont en cours de définition [70]. Cette méthode a déjà été appliquée à des réacteurs à fusion nucléaire, tel que le projet européen DEMO [69]. Les étapes de la méthodologie consistent à : définir le *Functionnal Breakdown Structure* (FBS), définir le *Plant Breakdown Structure* (PBS), compléter la table du FFMEA, lister les événements initiateurs. Ces étapes sont décrites dans les paragraphes suivants.

Le *Functionnal Breakdown Structure*

Tout d'abord, les fonctions du système sont définies à travers le FBS, les principales fonctions étudiées étant les fonctions de procédé; les fonctions de sûreté et les fonctions de protection de l'investissement. Dans le FBS, l'organisation des fonctions est structurée de manière à ce que les fonctions de plus haut niveau soient décomposées en sous-fonctions de plus bas niveau; une fonction de haut niveau n'étant assurée que si chacune de ses sous-fonction est assurée. La négation des fonctions de plus bas niveau servira d'entrée pour l'étape ultérieure de la table du FFMEA. Une version simplifiée du FBS obtenu pour le MSFR est donné en figure 2.2. La visualisation va, dans cet exemple, au maximum jusqu'au quatrième sous-niveau. Dans la version complète, la description porte jusqu'au sixième sous-niveau pour certaines fonctions.

1. Produire et distribuer l'électricité

1.1. Produire la chaleur dans le combustible

1.1.1. Fournir l'inventaire en sel combustible dans le circuit combustible

1.1.2. Maintenir et contrôler la réaction en chaîne

1.1.2.1. Maintenir la géométrie et l'inventaire fissile en cœur

1.1.2.2. Assurer l'homogénéité du sel combustible

1.1.2.3. Contrôler la composition du sel combustible

1.1.2.4. Gérer la température du sel combustible

1.1.2.5. Gérer l'injection de bulles en cœur

1.1.2.6. Gérer la présence des précurseurs de neutrons retardés (en cas de changement de débit du combustible)

1.1.2.7. Limiter les fuites neutroniques grâce à un réflecteur

1.1.2.8. Assurer le nettoyage du sel en cœur

1.1.3. Maintenir l'intégrité des structures du circuit combustible

1.1.4. Mesurer et contrôler les paramètres physico-chimiques du sel combustible

1.2. Transférer la chaleur jusqu'à la turbine

1.2.1. Transférer la chaleur du circuit combustible au circuit intermédiaire

1.2.2. Maintenir l'intégrité des structures du circuit intermédiaire

1.2.3. Mesurer et contrôler les paramètres physico-chimiques du sel intermédiaire

1.2.4. Transférer la chaleur du circuit combustible au circuit intermédiaire

1.2.5. Maintenir l'intégrité des structures du circuit de conversion

1.2.6. Mesurer et contrôler les paramètres physico-chimiques du fluide du circuit de conversion

1.3. Convertir l'énergie thermique en électricité

1.4. Distribuer l'électricité

1.5. Contrôler la production électrique en temps réel

2. Produire et extraire la matière fissile de la couverture fertile

2.1. Produire la matière fissile dans la couverture fertile

2.1.1. Fournir l'inventaire en sel fertile dans la couverture fertile

2.1.2. Fournir un flux neutronique dans la couverture fertile

2.1.3. Maintenir l'intégrité des structures de la couverture fertile

2.1.4. Mesurer et contrôler les paramètres physico-chimiques du sel fertile

2.2. Extraire la matière fissile de la couverture

2.2.1. Prélever le sel fertile

2.2.2. Préserver l'intégrité et l'étanchéité du système de prélèvement du sel fertile

FIGURE 2.2 – Extrait du FBS du MSFR

Le Plant Breakdown Structure

Ensuite, les systèmes et les principaux composants du réacteur sont identifiés en rassemblant les informations disponibles sur le design à cette étape de la conception. Ces éléments sont listés de manière organisée, chaque système considéré fonctionnellement indépendant étant divisé en sous-systèmes et composants, et forment ainsi le PBS (Plant Breackdown structure). On cherchera, autant que possible, à faire correspondre les fonctions du FBS à un ou plusieurs composants du PBS. Une version simplifiée du PBS obtenu pour le MSFR est donnée en figure 2.3. Dans celle-ci seuls les principaux systèmes sont représentés.

1. Unité du bâtiment réacteur (BR)

1.1. Structures de confinement du circuit combustible (ou enceinte cœur)

1.1.1. Cuve cœur

1.1.2. Système de support de l'enceinte cœur

1.1.3. Fermetures supérieures et inférieures de l'enceinte cœur

1.1.4. Système de refroidissement des parois du circuit combustible

1.2. Secteurs de refroidissement du combustible

1.2.1. Échangeurs de chaleur

1.2.2. Pompes (et systèmes de refroidissement associés)

1.2.3. Zone d'extraction/conduite du cœur vers les échangeurs de chaleur

1.2.4. Zone d'injection/conduite des échangeurs de chaleur vers le cœur

1.2.5. Protection neutronique

1.2.6. Système de la couverture fertile

1.2.7. Supports/structures mécaniques des secteurs

1.2.8. Couvercles de confinement des secteurs

1.3. Système de nettoyage en cœur (bullage)

1.3.1. Injecteurs de bulles

1.3.2. Chambre de séparation gaz/sel

1.3.3. Filtre pour accumuler les particules métalliques

1.3.4. pompe du système de bullage

1.3.5. Unité de traitement des gaz

1.3.6. Connexion/tuyau entre l'unité de traitement des gaz et les injecteurs de bulles

1.3.7. Connexion/tuyau entre l'unité de traitement des gaz et le stockage de gaz (externe - éventuellement dans l'unité de retraitement)

1.3.8. Vanne

1.4. Système de vidange normale du sel combustible

1.5. Système de vidange d'urgence du sel combustible

1.6. Système de vidange normale du sel fertile

1.7. Circuit intermédiaire

1.7.1. Pompes

1.7.2. Échangeurs de chaleur entre le circuit intermédiaire et le système de conversion de l'énergie

1.7.3. Conduite

CHAPITRE 2. DÉVELOPPEMENT ET PREMIÈRE APPLICATION D'UNE MÉTHODOLOGIE D'ANALYSE DE SÛRETÉ POUR LE MSFR

- 1.7.4. *Vannes*
- 1.7.5. *Système de vidange du sel intermédiaire*
- 1.7.6. *Distribution du sel intermédiaire vers les secteurs*
- 1.7.7. *Collection du sel en sortie des secteurs*
- 1.7.8. *Systèmes de réchauffage du sel*
- 1.8. *Enceinte réacteur*
- 1.9. *Système de dépressurisation de l'enceinte réacteur*
- 1.10. *Système HVAC (Heating, Ventilation and Air Conditioning)*
- 1.11. *Enceinte de confinement du BR*
- 2. *Unité de production d'électricité*
- 3. *Unité de traitement*

FIGURE 2.3 – Extrait du PBS du MSFR

La table du FFMEA

La principale étape de la méthodologie consiste à compléter la table du FFMEA, en postulant la perte des fonctions plutôt que la défaillance des composants de manière à passer outre certains manques d'information sur le design. Néanmoins, le lien avec les systèmes et composants est souligné aussi souvent que possible de manière à décrire précisément les causes et les conséquences de la perte de chaque fonction. De plus, des améliorations du design, des procédures de prévention et des procédures de mitigation sont proposées. Un exemple simplifié de la table du FFMEA complétée pour le MSFR est présentée dans la table 2.1. Cet exemple regroupe différents extraits qui sont issus de plusieurs endroits de la table (ils ne se suivent pas dans la table complète). Notons que la perte d'une fonction peut être liée à différents composants en lien avec cette fonction. Par exemple, dans l'extrait donné en table 2.1, la perte de l'étanchéité du circuit combustible est liée à la fois à la cuve cœur et aux échangeurs entre le combustible et l'intermédiaire. De plus, la défaillance d'un composant peut elle-même provenir de différentes causes. Dans l'extrait donné en table 2.1, la perte du débit combustible due à une défaillance des pompes peut être causée par la rupture ou par l'arrêt de ces dernières.

2.4. IDENTIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS

Fonction	Élément du PBS	Type/famille d'évènement	Cause	Conséquences
1.1.1.1. Préserver l'étanchéité du circuit combustible	Cuve cœur	Perte d'étanchéité du circuit combustible	Brèche/rupture de la cuve cœur	Le sel combustible s'écoule hors du circuit combustible; La réaction en chaîne s'arrête; le sel combustible est collecté par le système de vidange d'urgence; etc.
	Échangeur de chaleur entre le sel combustible et le sel intermédiaire	Perte d'étanchéité du circuit combustible	Rupture d'une plaque / d'un canal d'un des échangeurs de chaleur entre le combustible et l'intermédiaire	Le sel intermédiaire entre dans le circuit combustible; Le volume des sels dans le circuit combustible augmente; etc.
1.2.1.3. Fournir et permettre la circulation du sel combustible	Pompes du circuit combustible	Perte de débit du combustible	Rupture de toutes les pompes du circuit combustible	La circulation du combustible s'arrête; des éléments de pompes cassés peuvent se retrouver dans le sel; le refroidissement du sel combustible devient de moins en moins efficace; la réaction en chaîne s'arrête; etc.
		Perte de débit du combustible	Arrêt de toutes les pompes du circuit combustible	La circulation du combustible s'arrête progressivement en raison des volants d'inertie des pompes; le refroidissement du sel combustible devient de moins en moins efficace; la réaction en chaîne s'arrête; etc.

TABLE 2.1 – Extrait de la table du FFMEA du MSFR

La liste des évènements initiateurs

Finalement, les évènements initiateurs d'incidents et d'accidents sont listés. Ce sont les défaillances des sous-systèmes et composants, lorsque les sous-systèmes et composants remplissant une fonction donnée sont identifiés de manière exhaustive, ou les pertes des sous-fonctions élémentaires dans le cas contraire. Par exemple, dans l'extrait fourni dans la table 2.1, les évènements identifiés sont : la « brèche/rupture de la cuve cœur », la « rupture d'une plaque / d'un canal d'un des échangeurs de chaleur entre le combustible et l'intermédiaire », la « rupture de toutes les pompes du circuit combustible » et l'« arrêt de toutes les pompes du circuit combustible ».

Remarques et conclusions concernant l'application de la méthode FFMEA

Plus de détails sur la méthodologie et son application au MSFR sont disponibles dans [71]. La méthode FFMEA a été appliquée au MSFR en conditions de fonctionnement normal pendant la production de puissance en se concentrant sur le circuit combustible et les systèmes en interaction direct avec ce dernier tel que le circuit intermédiaire, la couverture fertile, le système de refroidissement des parois, le système de bullage ou encore le système de prélèvement des sels combustible et fertile. Le FFMEA a permis d'identifier les évènements initiateurs mais a également fourni des informations complémentaires sur :

- les déviations fonctionnelles susceptibles de compromettre la sûreté du système ;
- les composants ou systèmes jouant un rôle critique pour la sûreté ;
- les informations à préciser sur certains systèmes, composants ou procédures ;
- les systèmes et les procédures de protection ou de mitigation à implémenter pour améliorer la sûreté.

Certains de ces points sont abordés dans le chapitre 6.

2.4.3 Méthode du *Master Logic Diagram*

Le MLD est une méthode d'analyse de risque qualitative dont l'objectif est d'identifier les potentiels dangers et évènements initiateurs d'un système à travers une approche déductive et structurée. Cette méthode, dite « top-down », est applicable dès les premières phases de design car elle se base sur des considérations générales et sur une analyse des phénomènes physiques plutôt que sur l'étude de composants spécifiques. Elle permet également de souligner les intercorrélations entre les différents systèmes et fonctions, ce qui peut s'avérer utile lors de l'étude de systèmes complexes tels que les centrales nucléaires. Le MLD a été largement utilisé dans l'industrie nucléaire, comme par exemple pour le réacteur Superphénix à Creys-Malville ou plus récemment sur le projet ASTRID, et dans de nombreux autres domaines, tel que celui de l'industrie chimique [72]. Les principales étapes de la méthode peuvent se résumer comme suit :

- Un « top event » est sélectionné pour l'application de la méthode ; il constitue l'évènement redouté central à prévenir.
- Le top event est décomposé en sous-évènements aussi détaillés que possible, chaque sous-évènement étant une cause possible du top event considéré. Le développement continue ainsi jusqu'à ce qu'un niveau de détail suffisant soit atteint. Dans cette étape, il est crucial de considérer tous les phénomènes physiquement possibles pour tendre vers l'objectif d'exhaustivité même si le lien avec le design n'est pas explicitement établi dans un premier temps.

2.4. IDENTIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS

- Les évènements initiateurs sont identifiés ; ce sont les évènements élémentaires associés à une défaillance interne.

Le diagramme est généralement présenté sous la forme d'un arbre de causes qualitatif, basé sur la logique booléenne, débutant avec le top event au sommet et finissant avec les évènements élémentaires à la base de l'arbre. Les symboles couramment utilisés pour représenter les connecteurs logiques et autres éléments de l'arbre sont définis dans la figure 2.4.

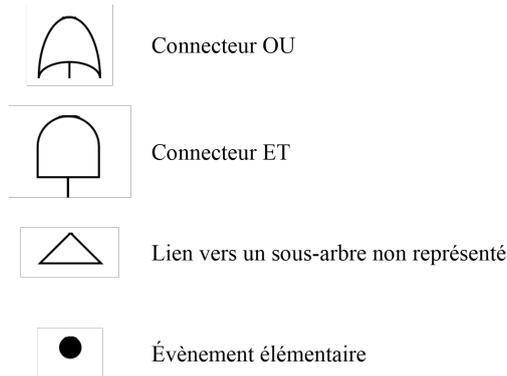


FIGURE 2.4 – Symboles utilisés dans les arbres de causes du MLD

La méthode du MLD a été appliquée au MSFR en fonctionnement normal et plus spécifiquement dans le mode de production de puissance. Dans ce mode de fonctionnement, le circuit combustible constitue la première barrière de confinement (le choix des barrières de confinement du MSFR est explicité en section 6.2). C'est pourquoi, la dégradation du circuit combustible a été choisie comme « top event » dans cette étude. Deux extraits des arbres du MLD, obtenus grâce au logiciel *Arbre-Analyste* [73], sont présentés en figures 2.5 et 2.6. Le premier représente l'arbre principal et on y trouve le « top event » décomposé selon les différents phénomènes possibles : thermiques, chimiques, mécaniques, etc. Le second présente, à titre d'exemple, le sous-arbre associé à un refroidissement insuffisant du sel combustible. Les évènements initiateurs pouvant être identifiés à partir de cet exemple sont : le « blocage d'un ou plusieurs secteurs », le « blocage de tous les secteurs », l'« arrêt d'une ou plusieurs pompes du circuit combustible », l'« arrêt de toutes les pompes du circuit combustible », la « rupture ou le blocage d'une ou plusieurs pompes du circuit combustible », la « rupture ou le blocage de toutes les pompes du circuit combustible » et le « scénario de gel du combustible ».

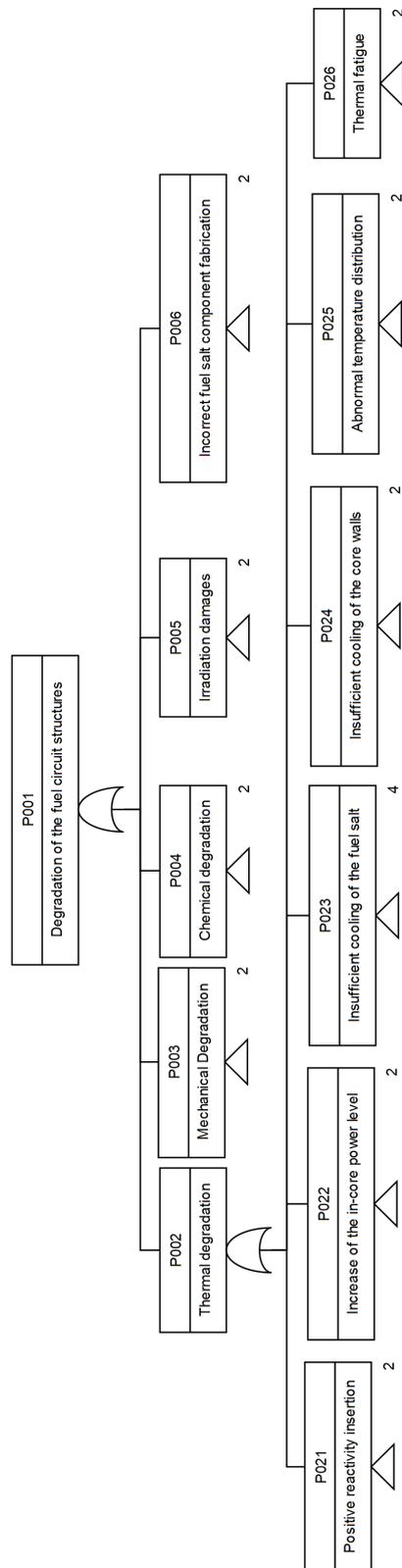


FIGURE 2.5 – Extrait du MLD du MSFR pour le top event « dégradation du circuit combustible »

2.4. IDENTIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS

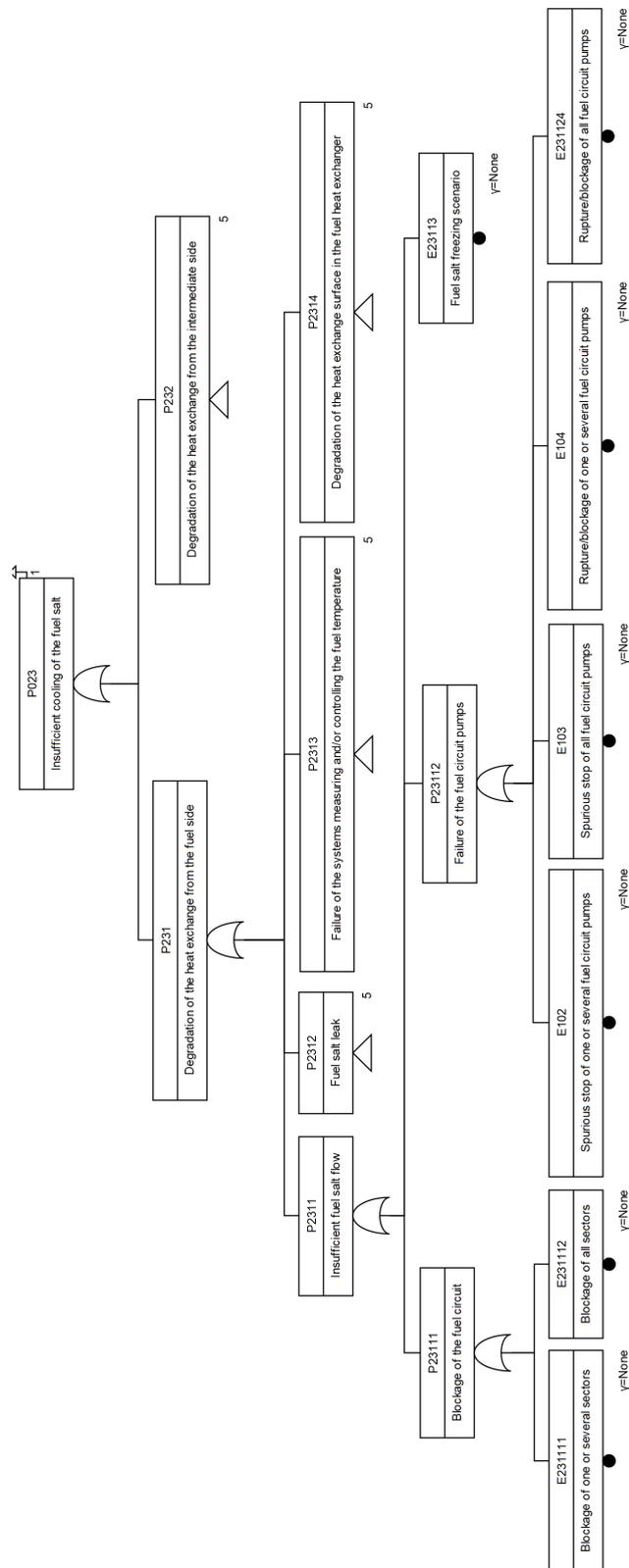


FIGURE 2.6 – Extrait du MLD du MSFR pour le sous-événement « refroidissement insuffisant du combustible »

2.4.4 Comparaison des deux méthodes et résultats obtenus

Les méthodes FFMEA et MLD sont basées sur deux approches différentes : avec le FFMEA, l'utilisateur raisonne d'un point de vue fonctionnel en recherchant les conséquences de la perte des différentes fonctions du système ; tandis qu'avec le MLD, l'utilisateur raisonne d'un point de vue phénoménologique en identifiant les phénomènes susceptibles de mener à la dégradation du système et leurs causes. Ces deux méthodes se sont avérées adaptées à l'étude du MSFR qui est dans un stade amont de conception dans lequel certains composants, systèmes ou procédures ne sont pas définies. En effet, dans chacune des deux méthodes, le lien avec les composants n'apparaît que dans un second temps, les rendant plus adaptées à l'étude de systèmes dont le design est en cours de définition.

Les résultats obtenus lors de l'application des méthodes FFMEA et MLD au MSFR s'accordent bien et de nombreux événements sont apparus via les deux analyses. Toutefois, quelques événements n'ont été identifiés que par l'une des deux méthodes. Lors de l'application de la méthode MLD au MSFR, les risques provenant des différents phénomènes envisageables ont été recherchés, sans se limiter aux défaillances internes au système étudié, et la méthode a ainsi permis de mettre en lumière certains risques provenant d'autres systèmes ainsi que quelques agressions internes ou externes. Par exemple, les événements « Entrée d'eau dans le circuit combustible » ou « Éjection d'un composant du circuit de conversion de l'énergie » ne sont apparus qu'avec le MLD. D'autre part, le FFMEA a apporté plus de détails sur les modes de défaillances grâce à l'effort pour lier la perte de chaque fonction à la défaillance d'un système ou composant. Par exemple, si la brèche du réflecteur supérieur a bien été identifiée avec le MLD, le FFMEA a souligné la possibilité que cette brèche implique également la rupture du système de refroidissement des parois et/ou du réservoir d'expansion. De plus, le FFMEA a l'avantage de fournir des informations supplémentaires sur les systèmes ou procédures utilisés pour la détection, prévention et mitigation. Quant au MLD, il offre une meilleure représentation graphique pour présenter les risques et permet de mieux comprendre leurs interconnexions.

En conclusion, l'utilisation combinée des méthodes FFMEA et MLD s'est avérée utile pour fournir une identification aussi exhaustive que possible des événements initiateurs du MSFR dans le périmètre d'étude défini. Un extrait de la liste des événements initiateurs obtenue est donné, à titre d'exemple, dans la table 2.2 pour les événements de la famille « perte de débit du combustible ». La liste complète est fournie dans l'annexe B. L'élaboration, à partir des EIs ainsi identifiés, d'une liste d'événements à traiter est présentée dans la sous-section suivante. Les deux méthodes ont également permis de mettre en lumière certains points du design à mieux définir ou à améliorer dans les prochaines étapes de conception. Certains de ces éléments seront évoqués au chapitre 6.

Arrêt d'une ou plusieurs pompes du circuit combustible
Arrêt de toutes les pompes du circuit combustible
Réduction involontaire de la puissance des pompes
Compression d'une partie du circuit combustible
Obstruction d'un ou plusieurs canaux de l'échangeur de chaleur
Rupture ou blocage du système de refroidissement d'une pompe du circuit combustible
Blocage d'une ou plusieurs pompes du circuit combustible
Blocage de toutes les pompes du circuit combustible

2.5. CLASSIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS ET ÉLABORATION D'UNE LISTE RESSERRÉE D'ÉVÈNEMENTS À ÉTUDIER

Rupture d'une ou plusieurs pompes du circuit combustible
Rupture de toutes les pompes du circuit combustible
Blocage d'un ou plusieurs secteurs du circuit combustible
Blocage de tous les secteurs du circuit combustible
Détachement de la protection thermique
Scénario de gel du sel combustible

TABLE 2.2 – Extrait de la liste des évènements initiateurs pour la famille « perte de débit du combustible »

2.5 Classification des évènements initiateurs et élaboration d'une liste resserrée d'évènements à étudier

La liste d'évènements initiateurs obtenue précédemment est longue et quelque peu redondante dans le sens où certains des évènements qui y figurent font intervenir des phénomènes de même nature avec des fréquences d'occurrence relativement proches. Pour la suite de l'analyse de sûreté, et en particulier pour servir de données d'entrée aux études déterministes de sûreté, il est nécessaire de sélectionner, parmi l'ensemble des évènements identifiés, une liste resserrée d'évènements à étudier. De cette manière, il est possible de concentrer les études de sûreté sur les cas les plus pertinents. De plus, le design du MSFR étant encore en évolution, l'objectif de l'analyse de sûreté entreprise ici est de guider cette évolution et non d'évaluer un design précis; il est donc légitime de limiter le nombre des évènements à étudier. Les EIs sont usuellement classés en fonction de leur fréquence d'occurrence et doivent avoir des conséquences d'autant plus limitées que leur fréquence est élevée. Ce classement est utile dans la suite de l'analyse de sûreté car il permet de décider du niveau des études qui doivent être menées, de manière à mettre plus d'effort de travail sur les scénarios ayant une fréquence d'occurrence élevée et des conséquences graves. La classification des évènements initiateurs du MSFR présentée ci-après a été réalisée dans le cadre de cette thèse et en collaboration avec les membres du projet SAMOFAR.

2.5.1 Méthode

Tout d'abord, les évènements initiateurs sont triés par familles impliquant des phénomènes de même nature. Les douze familles identifiées à ce jour pour le MSFR sont les suivantes :

- Insertion de réactivité;
- Augmentation de l'extraction de chaleur (ou sur-refroidissement) du combustible;
- Perte de débit du combustible;
- Perte de l'extraction de chaleur du combustible;
- Perte d'étanchéité du circuit combustible;
- Perte du contrôle de la composition chimique du sel combustible;
- Dégradation mécanique du circuit combustible;
- Perte du contrôle de la pression dans le circuit combustible;
- Surchauffe des structures du circuit combustible;
- Perte de l'extraction de chaleur dans d'autres systèmes contenant des matières radioactives;
- Perte d'étanchéité d'autres systèmes contenant des matières radioactives;

CHAPITRE 2. DÉVELOPPEMENT ET PREMIÈRE APPLICATION D'UNE MÉTHODOLOGIE D'ANALYSE DE SÛRETÉ POUR LE MSFR

- Perte d'intégrité du circuit de conversion de l'énergie ;
- Perte de l'alimentation électrique.

Cette liste de familles pourra être complétée au fur et à mesure de l'avancement de l'analyse de sûreté du réacteur si d'autres phénomènes sont identifiés. Il est à noter que certains événements peuvent apparaître dans plusieurs familles à la fois. Par exemple, le « détachement de la protection thermique », couche de SiC recouvrant les structures du cœur et permettant de limiter l'élévation de leur température, apparaît à la fois dans les familles « insertion de réactivité », « perte de débit du combustible » et « surchauffe des structures du circuit combustible ».

Ensuite, les EIs sont classés, au sein de chaque famille, en catégories définies par des gammes de fréquences. La fréquence des EIs, dont la connaissance est nécessaire pour les répartir dans les différentes catégories, est évaluée sur la base d'un jugement d'expert et du retour d'expérience disponible. Cette analyse étant la première du genre pour le MSFR et ayant peu d'information sur la fréquence d'occurrence des différents événements, seules trois macro-catégories sont définies pour la classification :

- les incidents sont assez probables, leur fréquence d'occurrence est supérieure à 10^{-2} événement par an ;
- les accidents sont peu probables, leur fréquence d'occurrence est supérieure à $10^{-7} - 10^{-6}$ événement par an ;
- les événements limitants sont très peu probables, leur fréquence d'occurrence est inférieure à $10^{-7} - 10^{-6}$ événement par an.

Dans certains cas, des scénarios postulés ont été placés dans cette dernière catégorie, même si aucune cause exacte n'en a été identifiée, car ils mettent en jeu les risques caractéristiques du concept leur étude pourrait être dimensionnante pour le design et doit donc être documentée dans la suite de la démarche de sûreté. Le classement des EIs dans ces catégories se base également sur les conséquences présumées des événements initiateurs. En effet, un EI ayant une fréquence d'occurrence élevée et des conséquences graves n'est pas acceptable. Des dispositions devront donc être prises pour diminuer ses conséquences ou limiter son occurrence et ainsi ramener l'évènement dans une catégorie de fréquence inférieure. Les conséquences maximales tolérées pour une catégorie sont ainsi d'autant plus limitées que la gamme de fréquence associée est élevée. Le diagramme de Farmer simplifié obtenu pour le MSFR est représenté sur la figure 2.7.

Lorsque l'évaluation de la fréquence d'un EI n'est pas possible, par exemple s'il est associé à un système dont la conception est à un stade trop amont pour que sa probabilité de défaillance ne soit connue, le choix est fait, dans le cadre de l'analyse de sûreté du MSFR, d'aborder le problème dans le sens inverse. L'évènement est alors classé en fonction de ses conséquences présumées dans la catégorie la moins restrictive en termes de fréquences possible et qui reste acceptable pour les conséquences présumées de l'évènement. La gamme de fréquence associée à la catégorie obtenue devient alors la spécification du niveau de prévention visé pour le système en question et dont il faudra tenir compte lors de sa conception. La classification des événements, et donc une première estimation de leur fréquence et de leurs conséquences, a été réalisée sur la base d'un jugement d'experts et d'ingénieurs ainsi que des retours d'expérience disponibles, notamment via les rapports d'Oak Ridge sur les réacteurs à sels fondus expérimentaux historiques.

2.5. CLASSIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS ET ÉLABORATION D'UNE LISTE RESSERRÉE D'ÉVÈNEMENTS À ÉTUDIER

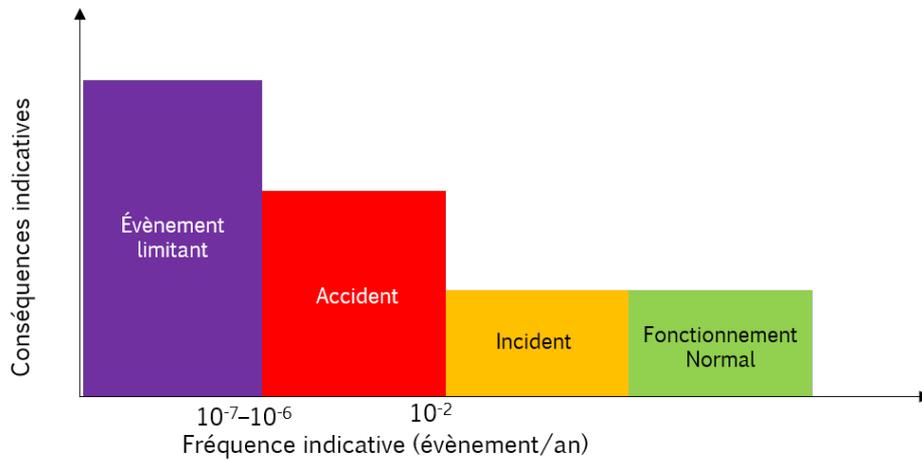


FIGURE 2.7 – Diagramme de Farmer proposé pour le MSFR

Finalement, les événements initiateurs à traiter sont sélectionnés au sein de chaque famille et catégorie comme les événements les plus représentatifs. Ils constituent les cas enveloppes de chaque famille et de chaque catégorie. De cette manière, les événements à étudier dans la suite de l'analyse ne sont pas seulement les plus graves dans l'absolu mais aussi ceux possédant des fréquences d'occurrence élevées et pour lesquels on cherchera à avoir des critères de sûreté plus contraignants. La classification des événements et la sélection des événements les plus représentatifs est illustrée dans la table 2.3 qui présente l'application de cette méthode pour la famille « perte de débit du combustible ». Chaque événement initiateur identifié pour cette famille (listé dans la première colonne) est classé dans une des catégories (donnée dans la seconde colonne) et associé à un événement initiateur à étudier (dans la troisième colonne). Si l'évènement considéré est lui-même retenu, il est noté en gras.

Évènement initiateur	Catégorie	Évènement initiateur à traiter
Arrêt d'une ou plusieurs pompes du circuit combustible	incident	Arrêt de toutes les pompes du circuit combustible
Arrêt de toutes les pompes du circuit combustible	incident	Arrêt de toutes les pompes du circuit combustible
Réduction involontaire de la puissance des pompes	incident	Arrêt de toutes les pompes du circuit combustible
Compression d'une partie du circuit combustible	accident	Blocage d'un ou plusieurs secteurs du circuit combustible
Obstruction d'un ou plusieurs canaux de l'échangeur de chaleur	accident	Blocage d'un ou plusieurs secteurs du circuit combustible
Rupture ou blocage du système de refroidissement d'une pompe du circuit combustible	accident	Rupture ou blocage d'une ou plusieurs pompes du circuit combustible

CHAPITRE 2. DÉVELOPPEMENT ET PREMIÈRE APPLICATION D'UNE
MÉTHODOLOGIE D'ANALYSE DE SÛRETÉ POUR LE MSFR

Rupture d'une ou plusieurs pompes du circuit combustible	accident	Rupture ou blocage d'une ou plusieurs pompes du circuit combustible
Blocage d'une ou plusieurs pompes du circuit combustible	accident	Rupture ou blocage d'une ou plusieurs pompes du circuit combustible
Blocage d'un ou plusieurs secteurs du circuit combustible	accident	Blocage d'un ou plusieurs secteurs du circuit combustible
Détachement de la protection thermique	accident	Blocage d'un ou plusieurs secteurs du circuit combustible
Scénario de gel du sel combustible	Évènement limitant	Scénario de gel du sel combustible
Rupture de toutes les pompes du circuit combustible	Évènement limitant	Rupture ou blocage de toutes les pompes du circuit combustible
Blocage de toutes les pompes du circuit combustible	Évènement limitant	Rupture ou blocage de toutes les pompes du circuit combustible
Blocage de tous les secteurs du circuit combustible	Évènement limitant	Blocage de tous les secteurs du circuit combustible

TABLE 2.3 – Extrait de la liste des événements initiateurs pour la famille « perte de débit combustible »

L'arrêt d'une ou plusieurs pompes, l'arrêt de toutes les pompes et la réduction involontaire de la vitesse des pompes du circuit combustible sont classés dans la catégorie des incidents. La fréquence de l'évènement « arrêt de toutes les pompes du circuit combustible » ne permet pas pour l'instant de la classer dans une catégorie de fréquence inférieure car des défaillances de causes communes sont identifiables comme, par exemple, la défaillance du système d'alimentation électrique des pompes. Les conséquences de cet évènement doivent être évaluées pour déterminer s'il est acceptable de le conserver dans cette catégorie ou si des dispositions doivent être prises dans le design pour limiter les défaillances de mode commun entre les pompes. Dans ce cas, l'arrêt de toutes les pompes pourra être reclassé dans la catégorie des accidents. Les évènements « réduction involontaire de la vitesse des pompes » et « arrêt d'une ou plusieurs pompes du circuit combustible » n'ont, dans un premier temps, pas été retenus comme évènements à étudier car leurs conséquences sont incluses dans celles de l'évènement « arrêt de toutes les pompes du circuit combustible » en ce qui concerne la réduction globale du débit du sel combustible. Ce dernier évènement doit, quant à lui, être étudié.

Lors de l'arrêt d'une pompe, la perte de débit est progressive et peut être ralentie grâce à des volants d'inertie. Lors d'une rupture ou d'un blocage de pompe, cette inertie n'est pas disponible ce qui rend ces évènements plus violents. La rupture de pompe peut de plus causer l'emportement de pièces cassées par le sel combustible. Ces évènements sont moins fréquents que les précédents et ont été classés parmi les accidents. De plus, les calculs actuellement prévus pour étudier les transitoires associés à ces évènements ne sont pas assez précis pour distinguer les effets d'une rupture par rapport à ceux d'un blocage de pompe, le choix a donc été fait de ne conserver qu'un évènement global intitulé « rupture ou blocage d'une ou plusieurs pompes du circuit combustible ». La rupture et le blocage d'une ou plusieurs pompes, impliquant une perte de débit partielle, sont ici distingués de la rupture ou du blocage de

2.5. CLASSIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS ET ÉLABORATION D'UNE LISTE RESSERRÉE D'ÉVÈNEMENTS À ÉTUDIER

toutes les pompes, impliquant une perte de débit totale. Les événements « rupture de toutes les pompes du circuit combustible » et « blocage de toutes les pompes du circuit combustible » sont rassemblés dans l'évènement « rupture ou blocage de toutes les pompes du circuit combustible » qui est classé dans la catégorie des événements limitants à ce stade.

Les événements « compression d'une partie du circuit combustible », « obstruction d'un ou plusieurs canaux de l'échangeur de chaleur », « détachement de la protection thermique » et « blocage d'un ou plusieurs secteurs du circuit combustible » sont classés dans la catégorie des accidents. Parmi ces événements, seul le dernier a été retenu comme événement à étudier car les conséquences des trois précédents, du point de vue de la perte de débit, sont incluses dans celles du « blocage d'un ou plusieurs secteurs du circuit combustible ». Il est à noter que la pertinence des événements est ici évaluée uniquement vis à vis de la famille phénoménologique considérée. Si ces événements ne sont pas retenus au titre de cette famille, ils peuvent l'être dans d'autres familles. Par exemple, le détachement de la protection thermique n'a pas été retenu pour la famille « perte de débit du combustible » mais a été retenu comme événement à étudier dans les familles « insertion de réactivité » et « surchauffe des structures du circuit combustible ». Ensuite, le blocage d'un ou plusieurs secteurs est distingué du blocage de tous les secteurs qui est classé dans la catégorie des événements limitants et doit également être étudié.

Le scénario de gel massif du combustible correspond à la solidification du sel combustible dans une grande partie, voir l'ensemble, du circuit combustible. Aucune cause précise n'a été identifiée pour le scénario de gel massif du combustible à ce jour. Toutefois, il est conservé parmi les événements à étudier dans la catégorie des événements limitants car son étude est intéressante d'un point de vue phénoménologique et pourrait être dimensionnante pour le MSFR.

La méthode décrite ici a permis de classer les événements initiateurs et de sélectionner une liste d'évènements à étudier dans la suite de l'analyse de sûreté. La section suivante présente le résultat de l'application de cette méthode pour les différentes familles d'évènements. Seuls les événements retenus pour l'analyse de sûreté y sont présentés et par la suite, nous n'évoquerons plus l'ensemble des événements initiateurs mais seulement les événements initiateurs retenus grâce à cette méthode.

2.5.2 Liste d'évènements à étudier

Dans les rapports de sûreté, la liste des événements initiateurs est traditionnellement présentée en classant les événements par catégories de fréquences avec des critères sur les conséquences maximales tolérées. Au sein de ces catégories, ils peuvent ensuite éventuellement être présentés par localisation dans la centrale ou par phénomène impliqué. Le choix a été fait ici de présenter les événements d'abord par famille de phénomènes et, au sein de ces familles, de les distinguer ensuite par catégories de fréquences/conséquences. Cette présentation est utilisée de manière à pouvoir plus aisément discuter des conséquences générales de chaque famille et du choix de la catégorie attribuée aux événements initiateurs.

Insertions de réactivité

Les évènements de la famille « insertions de réactivité » impactent directement la première fonction de sûreté nucléaire « contrôle de la réaction en chaîne ». Les variations de la réactivité peuvent être dues à une modification de la composition, de la forme du cœur et de la température du combustible. Seules les modifications de températures non liées à une variation de l'extraction de chaleur du combustible sont présentés dans la famille « insertions de réactivité ». Les évènements ne répondant pas à ce critère sont traités dans les familles « augmentation de l'extraction de chaleur » et « perte de l'extraction de chaleur du combustible ». Les premiers conduisent à une insertion de réactivité positive et les seconds conduisent à une insertion de réactivité négative. Les évènements initiateurs retenus pour la famille « insertions de réactivité » regroupent à la fois les insertions positives et négatives et sont donnés en table 2.4. Les paragraphes suivants détaillent ces évènements. Certaines quantifications des conséquences des EIs présentés ci-dessous sont issues de la thèse de Mariya Brovchenko [40].

Catégorie	Évènements initiateurs retenus
Incidents	Ajout involontaire/excessif de sel combustible Ajout de sel combustible trop concentré en fissile Ajout de sel combustible trop froid Arrêt du système de bullage Ajout insuffisant / retrait involontaire de sel combustible (insertion de réactivité négative) Ajout de sel combustible trop peu concentré en fissile (insertion de réactivité négative) Ajout de sel combustible trop chaud (insertion de réactivité négative) Bullage excessif (insertion de réactivité négative)
Accidents	Précipitation limitée de matière fissile sur les parties froides et relâchement en cœur Détachement de la protection thermique Composition incorrecte du sel combustible au démarrage (trop haute concentration en fissile) et démarrage trop rapide Ajout de sel combustible dans la couverture fertile
Évènements limitants	Précipitation en masse de la matière fissile due à une entrée d'eau dans le circuit combustible Déformation importante du circuit combustible entraînant une augmentation du volume du cœur Chargement de la couverture fertile avec du sel combustible Scénario de gel massif du sel combustible

TABLE 2.4 – Évènements initiateurs retenus pour la famille insertion de réactivité

Variation de la densité de matière fissile en cœur : Le système de bullage permet de nettoyer le sel combustible grâce à une injection de gaz en cœur. Le volume du gaz de

2.5. CLASSIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS ET ÉLABORATION D'UNE LISTE RESSERRÉE D'ÉVÈNEMENTS À ÉTUDIER

nettoyage représente 0,1% du volume du combustible. L'arrêt du bullage conduit à une augmentation de la densité de sel en cœur et donc à une insertion de réactivité positive. Elle a été évaluée à 14 pcm dans [40] en faisant l'hypothèse d'une variation homogène de la densité du sel. Au contraire, une augmentation du débit du bullage mène à une insertion de réactivité négative qui dépend de la variation de débit. Pour un doublement du débit de gaz, une insertion de -14 pcm est obtenue. L'injection de bulle étant réalisée en bas du cœur, la variation de densité se propage assez vite vers la zone de plus grande importance neutronique, avec un temps inférieur ou égal à la seconde.

Ensuite, une erreur dans la composition du sel combustible peut mener à une insertion de réactivité. Cette erreur peut avoir lieu dès le chargement du sel dans le circuit combustible. Dans la procédure actuellement envisagée, le cœur est rempli progressivement, par étapes, afin d'évaluer la réactivité et la température de criticité finale. De cette manière, la composition du combustible peut être ajustée, si nécessaire, pendant le remplissage. L'évènement « composition incorrecte du sel combustible au démarrage (trop haute concentration en fissile) et démarrage trop rapide » suppose à la fois une composition erronée avec une densité en matière fissile trop élevée et un démarrage trop rapide ne permettant pas d'ajuster la composition avant la fin du remplissage. La rapidité de l'insertion de réactivité résultante dépend du débit du chargement ; celui-ci est limité par la capacité des dispositifs de remplissage. Avec les systèmes envisagés, le temps caractéristique de cet évènement est estimée supérieure à la seconde. Dans le cas d'un démarrage à l'uranium 233, la variation du coefficient de multiplication en fonction de la masse d' ^{233}U ajoutée a été évaluée dans [40] et vaut :

$$\frac{dk}{dm} = 10,7 \text{ pcm/kg d}'^{233}\text{U} \quad (2.1)$$

A titre d'exemple, une augmentation de 1% de la teneur en matière fissile conduit à une insertion de réactivité de 500 pcm. Les études de sûreté ultérieures devront déterminer quelles variations de la teneur en fissile sont possibles et avec quelles fréquences ces évènements peuvent se produire.

D'autre part, un ajustement régulier de la composition du combustible est réalisé via le système de prélèvement/injection de sel. Il permet d'avoir de faibles réserves de réactivité en cœur. Cependant, ces injections présentent un risque d'ajout de sel involontaire ou avec une composition incorrecte alors que le réacteur est en production de puissance. Dans le design proposé en début du projet SAMOFAR, l'injection de sel est réalisée via le réservoir d'expansion. Le sel injecté est renvoyé vers les pompes (par les conduites de sorties radiales du réservoir d'expansion) et doit effectuer un tour de circuit complet avant d'arriver en cœur. Il est donc homogénéisé avec le reste du combustible avant d'arriver en cœur. L'évènement est relativement lent ; son temps caractéristique peut être estimé de l'ordre du temps de circulation du combustible. De plus, l'insertion de réactivité est limitée par les volumes prélevés/injectés. Dans le design de référence, une injection journalière de l'ordre de 40 litres est envisagée. En considérant que l'intégralité de la matière fertile est remplacée par de l'uranium 233 dans le volume de sel injecté, l'insertion de réactivité est évaluée à 1060 pcm dans [40]. Dans le cas moins pénalisant d'un doublement de la quantité de matière fissile dans le volume injecté, l'insertion de réactivité n'est que de 120 pcm.

Ensuite, l'entrée en cœur d'un agglomérat de matière fissile précipitée conduit à une insertion de réactivité positive localisée. L'élément fissile le plus susceptible de précipiter est le plutonium. Sa solubilité diminue avec la température et, en cas de sur refroidissement à l'échangeur ou à une paroi, un dépôt de plutonium peut se former. Le détachement de ce dépôt et son transport jusqu'au cœur avec le mouvement du combustible conduit à une insertion de réactivité. Celle-ci a été évaluée dans [40] : elle vaut 330 pcm pour la précipitation de 10% du plutonium contenu dans le sel combustible à l'équilibre (soit environ 30 kg de plutonium). Cet évènement est estimé plutôt lent, car il nécessite le transport de la matière de l'endroit du dépôt jusqu'au cœur. La précipitation de la matière fissile peut également être due à l'entrée d'eau dans le circuit combustible. L'eau pourrait provenir du système de refroidissement du réservoir de vidange d'urgence. En effet, dans la version initiale du design proposée dans le projet SAMOFAR décrite au chapitre 1, l'EDS est refroidi par un circuit d'eau. La réaction du sel avec l'eau conduit à la précipitation des matières fissiles et fertiles ; cette réaction est expliquée au chapitre 3. Ces éléments précipités étant plus denses que le sel, il est probable qu'ils s'accumulent au fond du circuit combustible entraînant une surconcentration de la matière fissile localisée et ainsi une insertion de réactivité. Celle-ci doit être évaluée en terme de quantité de réactivité insérée et de rapidité de la réaction.

D'autres évènements initiateurs d'insertion de réactivité ont été identifiés mais n'ont pas été retenus en tant qu'évènements à étudier pour cette famille. Par exemple, le mélange du sel combustible avec le sel intermédiaire, le sel fertile ou encore le fluide de l'unité de traitement des gaz conduit à une insertion de réactivité négative. Toutefois, ces évènements sont peu probables et posent un problème de sûreté non pas en terme de contrôle de la réactivité (puisqu'ils conduisent à une stabilisation à une température de criticité inférieure ou à l'extinction de la réaction en chaîne si la nouvelle température de criticité est inférieure à la température de gel du sel combustible) mais plutôt en terme de confinement des matières radioactives. Ils sont étudiés en ce sens dans la famille « perte d'étanchéité du circuit combustible ».

Variation du volume du cœur : Un changement de la géométrie du cœur peut être à l'origine d'une augmentation de son volume. Cela est possible car le sel combustible ne se trouve pas dans sa géométrie la plus réactive ; la moitié de son volume est située hors cœur et ne participe pas (ou peu) à la réaction en chaîne. Par exemple, l'évènement « déformation importante du circuit combustible entraînant une augmentation du volume du cœur » peut provenir d'une déformation de la paroi de la couverture fertile ou de la chute d'un secteur. Il entraîne l'entrée en cœur de sel combustible provenant du réservoir d'expansion ou des secteurs de refroidissement. Cet accident est plutôt lent mais peut impliquer une insertion de réactivité importante. Le maximum de réactivité est obtenu en minimisant le rapport surface sur volume du sel combustible, soit en rassemblant l'ensemble du combustible sous la forme d'une sphère. La réactivité alors insérée vaut 2600 pcm. Ce scénario est certes très improbable mais constitue un calcul enveloppe pour les insertions de réactivité par modification de la forme du cœur. Il a de ce fait été classé parmi les évènements limitant. D'autres scénarios plus crédibles sont envisageables, tel que le « détachement de la protection thermique » qui recouvre les structures du cœur. La réactivité insérée lors de cet évènement dépend de la taille de la protection thermique et du volume détaché. Elle a été évaluée à +200 pcm dans [40] pour le retrait total d'une protection de 2 cm d'épaisseur. Cet évènement nécessite l'emportement de la protection thermique par le combustible qui peut prendre quelques secondes.

2.5. CLASSIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS ET ÉLABORATION D'UNE LISTE RESSERRÉE D'ÉVÈNEMENTS À ÉTUDIER

Une augmentation des fissions dans la couverture fertile peut être assimilée à une augmentation du volume du cœur. En fonctionnement normal, la couverture fertile joue le rôle d'absorbant et de réflecteur neutronique. Une augmentation de la teneur en fissile dans ce système conduit à une insertion de réactivité. Le premier cas considéré est celui d'un chargement de la couverture fertile intégralement avec du sel combustible. La réactivité insérée lors de cet évènement a été évalué dans [40] à 1600 pcm. Le temps caractéristique de l'insertion dépend du débit de remplissage du sel fertile qui est, comme pour le combustible, probablement supérieure à la seconde. Cet évènement été classé dans la catégorie des évènements limitants en raison de sa très faible probabilité supposée. L'évènement « ajout de sel combustible dans la couverture fertile » grâce au système de prélèvement/injection du sel fertile constitue un scénario un peu plus probable. Ce système est en cours de définition. Nous pouvons supposer, dans un premier temps, que le volume de sel fertile retraité journalièrement est le même que celui du sel combustible, soit 40 litres par jour. Une injection de ce volume de combustible dans la couverture fertile peut être évalué à environ 9 pcm grâce aux données de [40]. Cet évènement a été initialement classé dans la catégorie des accidents sur la base de sa fréquence supposée. Par la suite, il pourra être retiré de la liste des évènements à étudier si ses conséquences sont couvertes par les autres évènements classés dans la catégorie des accidents.

Variation de la température du sel : Les insertions de réactivité dues à une variation de l'extraction de chaleur du combustible n'étant pas étudiées dans cette famille, nous nous contentons de citer deux évènements impliquant une diminution de la température du sel sans que celle-ci ne soit spécifiquement liée à une augmentation de l'extraction de chaleur. Lors d'un « ajout de sel combustible trop froid » avec le système d'injection, le sel injecté circule dans le circuit combustible avant d'arriver en cœur. Grâce au mouvement turbulent du combustible, la température du sel injecté se moyenne en partie avec celle du sel environnant avant que la perturbation n'arrive en cœur. La réactivité insérée dépend de la baisse de température du combustible et du coefficient de contre-réaction thermique du réacteur évalué globalement à [34] :

$$\frac{dk}{dT} = -8 \text{ pcm/K} \quad (2.2)$$

Un évènement plus grave correspond à un refroidissement important de l'ensemble du sel combustible qui peut aller jusqu'à un « scénario de gel massif du sel combustible ». Dans ce scénario, le gel du sel se propage dans l'ensemble du circuit combustible, jusqu'au cœur. Comme évoqué précédemment, les causes exactes de cet évènement, classé parmi les évènements limitant, ne sont pas déterminées. Pour se produire, le sel utilisé doit a priori être neuf ou presque de manière à ce que l'échauffement interne par la puissance résiduelle soit nul ou très faible. Afin d'étudier un cas enveloppe, l'insertion de réactivité associée au passage du sel de sa température de criticité à la température de 585°C a été estimée avec le code Monte Carlo *Serpent2* à 920 pcm. Le gel du combustible s'accompagne d'un arrêt de la circulation et donc du transfert thermique par convection. La conductivité du sel combustible étant très faible, le temps de propagation du gel jusqu'au cœur est probablement élevé.

Autres phénomènes non pris en compte : D'autres phénomènes pouvant être la cause d'insertion de réactivité n'ont finalement pas été retenus dans la liste des évènements initiateurs. C'est le cas de la variation de la densité de précurseurs de neutrons retardés en cœur.

Comme expliqué en section 2.2, la densité de précurseurs en cœur dépend de la vitesse de circulation du sel. Ainsi la diminution de la vitesse du sel implique une insertion de réactivité positive. Sa valeur est maximale pour un arrêt complet de la circulation ; elle est alors égale à la fraction utile de neutrons retardés. Cet effet n'a pas été retenu dans la liste des événements initiateurs pour la famille « insertion de réactivité » car l'arrêt de la circulation du combustible pose d'abord un problème en terme de refroidissement du combustible et est traité en ce sens dans la famille « perte de débit combustible ».

Ensuite, la décroissance du protactinium 233 de 27 jours de période conduit à une augmentation de la quantité d'uranium 233 même après l'arrêt des fissions. Cela représente une insertion de réactivité de 60 ± 11 pcm par jour [74]. Bien qu'il conduise à une augmentation de la matière fissile, cet effet ne constitue pas un événement initiateur en production de puissance mais plutôt une conséquence de l'arrêt de la réaction en chaîne. Il devra être pris en compte lors de la définition des procédures d'arrêt du réacteur.

Récapitulatif : Les quantifications des insertions de réactivité sont résumées dans le tableau 2.5. Les calculs réalisés pour obtenir ces résultats sont préliminaires. Ils se basent sur l'approximation d'un comportement linéaire de la réactivité avec l'augmentation du volume, de la densité de fissile, etc. De plus, ils sont basés sur une géométrie cylindrique du circuit combustible correspondant au précédent design utilisé au début du projet Européen EVOL. Les insertions de réactivité devront donc être réévaluées dans les études de sûreté ultérieures avec des modèles plus précis et avec la géométrie actuelle du circuit combustible. Afin de tenir compte des incertitudes sur ces calculs, nous proposons d'étudier dans la suite de ce document des cas enveloppes en prenant des marges conséquentes. Des transitoires sont ainsi présentés au chapitre 4 afin d'évaluer les conséquences des accidents d'insertions de réactivité.

2.5. CLASSIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS ET ÉLABORATION
D'UNE LISTE RESSERRÉE D'ÉVÈNEMENTS À ÉTUDIER

Évènements initiateurs retenus	Cinétique	Réactivité insérée
Ajout de sel combustible trop concentré en fissile	Plutôt lente (>1 s)	Dépend de la quantité de fissile ajoutée, e.g. +120 pcm pour un doublement de la quantité de fissile dans le volume de sel neuf injecté (40 l)
Ajout de sel combustible trop froid	Plutôt lente (>1 s)	Dépend de la variation de température, e.g. +8 pcm pour une variation de la température globale du combustible de 1 °C
Arrêt du système de bullage	Plutôt rapide (≈1 s)	+14 pcm
Bullage excessif	Plutôt rapide (≈1 s)	Dépend de l'augmentation de débit, e.g. -14 pcm pour un doublement du volume de bulles
Précipitation de matière fissile sur les parties froides et relâchement en cœur	plutôt lente (>1 s)	Dépend de la quantité de matière fissile agglomérée, e.g. +330 pcm pour la solidification de 10% du Pu
Détachement de la protection thermique	Plutôt rapide (≈1 s)	Dépend de l'épaisseur de la protection thermique, e.g. +200 pcm pour une épaisseur de 2 cm
Composition incorrecte du sel combustible au démarrage (trop haute concentration en fissile) et démarrage trop rapide	Plutôt lente (>1 s)	Dépend de la quantité de fissile ajoutée, e.g. +500 pcm pour une augmentation de 1% de la masse de fissile totale
Ajout de sel combustible dans la couverture fertile	Plutôt lente (>1 s)	+9 pcm
Déformation importante du circuit combustible entraînant une augmentation du volume du cœur	Plutôt lente (>1 s)	Dépend de la forme finale du cœur, +2800 pcm au maximum
Chargement de la couverture fertile avec du sel combustible	Plutôt lente (>1 s)	+1600 pcm
Scénario de gel massif du sel combustible	Très lente (>1 h)	+920 pcm

TABLE 2.5 – Quantification des évènements de la famille « insertions de réactivité »

Augmentation de l'extraction de chaleur du combustible

L'augmentation de l'extraction de chaleur a pour effet de sur-refroidir le combustible. En raison des coefficients de contre-réaction négatifs, elle entraîne une insertion positive de réactivité puis une stabilisation à un nouveau niveau de puissance. L'augmentation de la puissance se traduit par une augmentation de la différence de température entre le bas et le haut du cœur. Ainsi, les risques associés à cette famille sont une température trop élevée en branche chaude (et notamment en entrée des échangeurs de chaleur qui sont a priori les composants les plus sensibles du circuit combustible puisqu'ils ne peuvent pas avoir de

CHAPITRE 2. DÉVELOPPEMENT ET PREMIÈRE APPLICATION D'UNE
MÉTHODOLOGIE D'ANALYSE DE SÛRETÉ POUR LE MSFR

protection thermique) et une température trop basse en branche froide avec une possibilité de solidification dans les échangeurs de chaleur. Les événements initiateurs retenus pour la famille « augmentation de l'extraction de chaleur » sont donnés en table 2.6.

Catégorie	Évènements initiateurs retenus
Incidents	Sur-refroidissement du circuit de refroidissement des structures Sur-refroidissement du sel fertile Sur-refroidissement du combustible dû à un fonctionnement trop important d'une ou plusieurs (ou toutes les) pompes du circuit combustible Sur-refroidissement du combustible dû à un fonctionnement trop important d'une ou plusieurs (ou toutes les) pompes du circuit intermédiaire Sur-refroidissement du combustible dû à un sur-refroidissement au niveau du circuit de conversion
Accidents	Sur-refroidissement du combustible à faible puissance

TABLE 2.6 – Évènements initiateurs retenus pour la famille « augmentation de l'extraction de chaleur »

Le sur-refroidissement peut être dû à une augmentation du débit du sel combustible ou du sel intermédiaire provenant d'un fonctionnement trop important des pompes de ces circuits et causant une augmentation d'extraction de chaleur à l'échangeur combustible-intermédiaire. Il peut également provenir d'une défaillance au niveau du circuit de conversion tel qu'une augmentation du débit ou un sur-refroidissement de ce circuit. Le circuit de conversion n'étant pas encore défini, le choix a été fait de ne conserver que l'évènement général « sur-refroidissement du combustible dû à un sur-refroidissement au niveau du circuit de conversion ». Finalement, le sur-refroidissement des circuits en contact avec le combustible tels que le système de la couverture fertile ou le système de refroidissement des parois a été considéré. Toutefois, l'impact de la température de ces systèmes sur la température du combustible est faible.

Lors d'un sur-refroidissement à basse puissance, le couplage entre la neutronique et la thermohydraulique est plus faible. La réactivité et la puissance doivent connaître une élévation plus importante avant qu'un effet ne soit visible sur la température. Par conséquent, les événements de sur-refroidissement sont plus significatifs lorsqu'ils se produisent à basse puissance, par exemple lors du démarrage ou de l'arrêt du réacteur. C'est pourquoi, l'évènement « sur-refroidissement du combustible à faible puissance » a été placé dans la catégorie des accidents. Il regroupe les mêmes événements que ceux cités précédemment dans la catégorie des incidents mais survenant lorsque le réacteur est à faible puissance.

Les conséquences des événements de type « augmentation de l'extraction de chaleur » sont évaluées au chapitre 4.

Perte de débit combustible

Les événements initiateurs retenus pour la famille « perte de débit combustible » sont donnés en table 2.7. Cette famille a servi d'exemple pour illustrer la méthode de classification et de sélection des événements. Elle est présentée en section 2.5.1 et n'est donc pas redétaillée ici.

2.5. CLASSIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS ET ÉLABORATION D'UNE LISTE RESSERRÉE D'ÉVÈNEMENTS À ÉTUDIER

Catégorie	Évènements initiateurs retenus
Incidents	Arrêt de toutes les pompes du circuit combustible
Accidents	Blocage d'un ou plusieurs secteurs du circuit combustible Rupture ou blocage d'une ou plusieurs pompes du circuit combustible
Évènements limitants	Scénario de gel massif du sel combustible Rupture ou blocage de toutes les pompes du circuit combustible Blocage de tous les secteurs du circuit combustible

TABLE 2.7 – Évènements initiateurs retenus pour la famille « perte de débit du combustible »

Les conséquences de certains évènements initiateurs de la famille « perte de débit du combustible » sont évaluées au chapitre 4.

Perte de l'extraction de chaleur du combustible

Les évènements de la famille « perte de l'extraction de chaleur du combustible » affectent directement la deuxième fonction de sûreté « évacuation de la puissance ». Seules les défaillances au niveau des circuits de refroidissement du combustible sont considérées dans cette famille, c'est à dire celles qui concernent le circuit intermédiaire, le circuit de conversion de l'énergie et la source froide. Certaines défaillances au niveau du circuit combustible, telle qu'une perte du débit du combustible, peuvent également entraîner la perte du refroidissement de ce dernier. Les phénomènes de ce type ne sont pas traités ici mais dans la famille « perte de débit combustible ». Les évènements initiateurs retenus pour la famille « perte de l'extraction de chaleur du combustible » sont donnés en table 2.8.

Catégorie	Évènements initiateurs retenus
Incidents	Perte de l'extraction de chaleur au niveau du circuit de conversion Fermeture involontaire d'une vanne du circuit intermédiaire Arrêt d'une ou plusieurs (voir toutes les) pompes intermédiaires Perte de la source froide principale
Accidents	Ouverture involontaire d'une vanne de vidange du circuit intermédiaire Rupture d'une conduite du sel intermédiaire (hors de l'enceinte cœur) Rupture ou blocage d'une ou plusieurs (ou toutes les) pompes du circuit intermédiaire Obstruction/Blocage du circuit intermédiaire
Évènements limitants	Perte complète du sel intermédiaire dans tous les circuits intermédiaires

TABLE 2.8 – Évènements initiateurs retenus pour la famille « perte de l'extraction de chaleur du combustible »

Les pertes d'extraction de la chaleur liées au circuit intermédiaire peuvent provenir d'une perte du débit dans le circuit intermédiaire ou d'une perte du fluide intermédiaire. La perte de

débit peut provenir de l'arrêt, du blocage ou de la rupture des pompes du circuit intermédiaire. La perte de l'extraction de chaleur n'est alors pas immédiate ; elle ne s'annule que lorsque la température de l'intermédiaire dans l'échangeur atteint la température du combustible. De même que pour le circuit combustible, la perte de débit est plus progressive lors d'un arrêt des pompes, grâce aux volants d'inertie, que lors d'une rupture ou d'un blocage des pompes qui sont a priori plus violents. De plus, la rupture de pompe peut causer l'emportement de pièces cassées par le sel intermédiaire. Ensuite, la perte de débit peut être causée par la fermeture intempestive d'une vanne ou un blocage dans le circuit intermédiaire. Ce dernier peut provenir, par exemple, de la solidification du sel intermédiaire dans les échangeurs de chaleur entre le circuit intermédiaire et le circuit de conversion, d'une accumulation de produits de la corrosion ou encore du déplacement d'un composant endommagé. Le circuit intermédiaire est prévu pour permettre la circulation du sel intermédiaire par convection naturelle afin d'évacuer la puissance résiduelle du combustible. Cette circulation naturelle est bien disponible si la perte de débit est due à une défaillance des pompes mais pas si elle provient de l'obstruction du circuit.

Outre les défaillances liées aux pompes, la perte du sel intermédiaire peut être issue d'une vidange intempestive du sel intermédiaire ou d'une brèche sur une conduite (ou un autre composant) entraînant la fuite du sel. Notons que, dans le design de référence, le circuit intermédiaire est divisé en quatre sous-circuits sans communication entre eux. Par conséquent, les événements « fermeture involontaire d'une vanne du circuit intermédiaire », « ouverture involontaire d'une vanne de vidange du circuit intermédiaire », « fuite du sel intermédiaire en dehors de l'enceinte cœur » et « obstruction/blocage du circuit intermédiaire » n'affectent qu'une seule branche du circuit intermédiaire à la fois. Au contraire, l'évènement « perte complète du sel intermédiaire dans tous les circuits intermédiaires » correspond à une perte de sel intermédiaire simultanée dans tous les circuits. Il est supposé très peu probable. Le choix a été fait de le conserver dans les événements à étudier en tant qu'évènement limitant pour préciser le niveau de prévention requis vis à vis d'un tel évènement et la possibilité d'en limiter les conséquences.

Finalement, la perte du refroidissement peut provenir d'une défaillance sur le circuit de conversion de l'énergie ou sur la source froide (la source froide principale étant l'eau provenant par exemple d'un cours d'eau). Ces équipements n'étant pas « classés de sûreté », les événements associés sont assez probables et sont classés dans la catégorie des incidents. Des dispositifs de mitigation supplémentaires sont envisageables pour les événements affectant ces circuits tels qu'un système de refroidissement d'urgence de l'intermédiaire permettant d'évacuer la puissance résiduelle du combustible sans passer par le circuit de conversion de l'énergie et la source froide principale.

Les conséquences de certains événements initiateurs de la famille perte de l'extraction de chaleur du combustible sont évaluées au chapitre 4 et les lignes de défense envisagées sont présentées au chapitre 6.

Perte d'étanchéité du circuit combustible

Le circuit combustible est défini comme la zone où se trouve le combustible en fonctionnement normal lorsque le réacteur est en production de puissance. Nous regroupons dans la

2.5. CLASSIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS ET ÉLABORATION D'UNE LISTE RESSERRÉE D'ÉVÈNEMENTS À ÉTUDIER

famille « perte d'étanchéité du circuit combustible » toute perte d'étanchéité de ce système en considérant également les pertes de confinement aux niveaux libres, contenant du gaz mais permettant la dilatation du combustible en cas d'échauffement de ce dernier. Les événements initiateurs retenus pour la famille « perte d'étanchéité du circuit combustible » sont donnés en table 2.9.

Catégorie	Évènements initiateurs retenus
Incidents	Ouverture involontaire ou non fermeture de la vanne isolant le circuit combustible du système de prélèvement du sel Ouverture involontaire ou non fermeture de la vanne de vidange normale du combustible
Accidents	Vidange involontaire du combustible vers l'EDS Vidange involontaire vers les réservoirs de stockage normaux Rupture de la cuve cœur Rupture d'une conduite de vidange normale Rupture du réflecteur inférieur avec endommagement possible du système de refroidissement des structures Rupture du réflecteur supérieur avec endommagement possible du système de refroidissement des structures et/ou du système du réservoir d'expansion Rupture du circuit combustible dans la partie gaz (e.g. au niveau du couvercle du circuit combustible) Rupture de la connexion entre le niveau libre du circuit combustible et l'EDS pour le gaz Rupture d'une plaque / d'un canal d'un des échangeurs de chaleur entre le combustible et l'intermédiaire Rupture du réservoir de la couverture fertile entre le combustible et le fertile avec endommagement possible du circuit de refroidissement des structures Rupture de l'injecteur du système de bullage Rupture de l'unité de traitement des gaz avec fuite possible du fluide de retraitement Entrée anormale de sel combustible dans l'unité de traitement du gaz via la chambre de séparation

TABLE 2.9 – Évènements initiateurs retenus pour la famille « perte d'étanchéité du circuit combustible »

La perte d'étanchéité du circuit combustible peut être relative à chacun des systèmes ou composants en contact avec le combustible, c'est à dire : le système de prélèvement du combustible, les systèmes de vidange normale et d'urgence, le système de la couverture fertile, le système de bullage, l'enceinte cœur et le circuit intermédiaire. Les pertes d'étanchéité relatives à ces systèmes sont décrites dans les paragraphes suivants.

L'incident lié au système de prélèvement du combustible qui a été retenu est l'« ouverture involontaire ou non fermeture de la vanne isolant le circuit combustible du système de prélèvement du sel ». Cet incident n'entraîne pas de sortie du combustible de l'enceinte cœur car la

CHAPITRE 2. DÉVELOPPEMENT ET PREMIÈRE APPLICATION D'UNE MÉTHODOLOGIE D'ANALYSE DE SÛRETÉ POUR LE MSFR

vanne se trouve à une hauteur supérieure à celle du niveau libre du combustible. Par contre, il provoque l'échappement des gaz se trouvant dans l'enceinte cœur, contenant des produits de fission gazeux, vers l'enceinte réacteur.

Les événements liés aux systèmes de vidange normaux qui ont été retenus sont l'« ouverture involontaire ou non fermeture de la vanne de vidange normale du combustible », la « rupture d'une conduite de vidange normale » et la « vidange involontaire vers les réservoirs de stockage normaux ». Le premier entraîne la mise en contact du gaz du circuit combustible avec celui des réservoirs de stockage. Le second peut mener à l'échappement des gaz du circuit combustible vers l'enceinte réacteur. Il ne provoque pas d'échappement du combustible de l'enceinte cœur tant que la vidange normale du combustible n'est pas demandée. Le dernier des événements retenu entraîne la vidange du combustible vers les réservoirs de stockage normaux. Ces réservoirs sont prévus pour recevoir le combustible en cas de maintenance. Toutefois, la procédure de vidange normale prévoit un temps d'attente en cœur après l'arrêt de la réaction en chaîne et avant de vidanger, de manière à attendre que la puissance résiduelle diminue. Le système de vidange normal n'est donc a priori pas dimensionné pour évacuer la puissance résiduelle dans les premiers instants après l'arrêt de la réaction en chaîne.

Parmi les événements liés au système de vidange d'urgence qui ont été retenus, la « vidange involontaire du combustible vers l'EDS » entraîne la sortie du combustible de l'enceinte cœur. Toutefois, cet événement ne provoque ni la perte du confinement ni celle du refroidissement du combustible car le réservoir de vidange d'urgence est prévu pour recevoir le combustible en cas de problème en cœur. Afin de pouvoir vidanger rapidement le combustible, une connexion existe entre l'EDS et le niveau libre du circuit combustible. Elle permet de renvoyer le gaz contenu dans l'EDT vers le cœur pendant la vidange. La rupture de ce système correspond à l'évènement « rupture de la connexion entre le niveau libre du circuit combustible et l'EDS pour le gaz ». Il entraîne le relâchement des gaz du circuit combustible dans l'enceinte réacteur. Afin de prévenir des conséquences de cet accident, des valves anti-retour pourraient être implémentées dans le design, immédiatement en sortie du cœur, de manière à permettre le passage du gaz de l'EDS vers le cœur mais à empêcher sa circulation dans le sens inverse.

Les accidents liés au système de bullage retenus sont la « rupture de l'injecteur du système de bullage », l'« entrée anormale de sel combustible dans l'unité de traitement du gaz via la chambre de séparation » et la « rupture de l'unité de traitement des gaz avec fuite possible du fluide de nettoyage ». L'injection de bulles est effectuée en bas du cœur à l'aide d'injecteur tandis que la récupération des gaz s'effectue au niveau des pompes via la chambre de séparation des phases gazeuse et liquide. Les deux premiers événements identifiés peuvent donc conduire à l'entrée du sel combustible dans le système de bullage et empêcher ou dégrader son fonctionnement. Une fois le gaz récupéré, il est envoyé dans l'unité de traitement des gaz où il est nettoyé grâce à un fluide permettant de retenir une partie des PFs. L'unité de traitement des gaz étant située dans la partie supérieure de l'enceinte cœur, une rupture de ce système peut mener au déversement du fluide de traitement dans le sel combustible mais pas à l'entrée du combustible dans l'unité de traitement des gaz. Notons que les événements liés au système de bullage n'entraînent pas d'échappement du combustible ou des gaz du circuit combustible en dehors de l'enceinte cœur puisque le système de bullage est intégralement situé dans cette enceinte.

2.5. CLASSIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS ET ÉLABORATION D'UNE LISTE RESSERRÉE D'ÉVÈNEMENTS À ÉTUDIER

La « rupture d'une plaque/d'un canal d'un des échangeurs de chaleur entre le combustible et l'intermédiaire » implique le mélange des sels combustible et intermédiaire. De plus, la circulation des sels favorise leur mélange et la dispersion des matières radioactives dans le circuit intermédiaire. Une des dispositions envisagées pour limiter les conséquences de cet événement consiste à imposer une pression plus élevée dans le circuit intermédiaire que dans le combustible. Ainsi, le sel intermédiaire s'écoule préférentiellement dans le circuit combustible jusqu'à ce que la pression entre les deux circuits s'équilibre. Une plus grande période de temps est donc disponible avant que le mélange combustible/intermédiaire ne sorte du circuit combustible. L'implémentation de vannes sur le circuit intermédiaire constitue une option supplémentaire permettant de limiter le mélange des sels au secteur endommagé. Des vannes sont notamment envisagées, sur chaque secteur, en sortie de l'enceinte cœur et, sur chaque branche du circuit intermédiaire, en sortie de l'enceinte réacteur.

L'accident lié à la couverture fertile retenu est la « rupture du réservoir de la couverture fertile entre le combustible et le fertile avec endommagement possible du circuit de refroidissement des structures ». Il provoque la mise en contact du sel combustible et du sel fertile. De la même manière que pour le circuit intermédiaire, il est possible de dimensionner le circuit de la couverture fertile avec une pression supérieure à celle du circuit combustible pour que le fertile entre dans le circuit combustible et non l'inverse. Néanmoins, le passage du sel combustible dans la couverture fertile ne provoque pas de sortie du combustible de l'enceinte cœur car le système de la couverture fertile est intégralement situé à l'intérieur de cette enceinte. Les parois du circuit combustible, dont la paroi en contact avec le sel fertile, sont refroidies à l'aide du système de refroidissement des structures. Ce dernier est en cours de définition et pourrait fonctionner avec du sel intermédiaire. La rupture de la paroi de la couverture fertile peut donc s'accompagner d'un mélange des sels combustible et fertile avec le sel intermédiaire et l'échappement des matières radioactives de l'enceinte cœur via le circuit de refroidissement des structures.

Les éléments restants sont liés à une perte d'étanchéité au niveau des structures du circuit combustible. Le déroulement de l'évènement « rupture de la cuve cœur » dépend de la taille de la brèche résultante. Dans le cas d'une large brèche, l'accident conduit à la vidange du combustible vers l'EDS et les conséquences sont alors les mêmes que pour l'évènement « vidange involontaire du combustible vers l'EDS ». Dans le cas d'une brèche de petite taille, le refroidissement du sel combustible par le gaz environnant provoque la solidification du sel et permet éventuellement de colmater la brèche. Des dispositifs de détection des fuites devront être développés et installés de manière à pouvoir détecter et réparer les composants endommagés. La rupture du réflecteur inférieur n'entraîne pas de perte du combustible car le réflecteur repose sur la cuve cœur. Comme pour la paroi de la couverture fertile, les réflecteurs sont refroidis par un système de refroidissement et la rupture du réflecteur peut donc s'accompagner d'un mélange entre le combustible et le fluide de refroidissement des structures. Ensuite, l'enceinte cœur est fermée dans sa partie supérieure par le réflecteur supérieur et par des couvercles garantissant l'étanchéité au niveau des secteurs. Ces couvercles doivent être amovibles pour permettre le retrait d'un secteur en cas de défaillance d'un composant. La rupture des systèmes fermant l'enceinte cœur dans sa partie supérieure entraîne l'échappement des gaz du circuit combustible vers l'enceinte réacteur. En plus d'être traversé par le système de refroidissement des structures, le réflecteur supérieur contient le réservoir d'expansion qui permet la dilatation du sel combustible et peut contenir différents dispositifs (mesure de la

pression, système de prélèvement du combustible, dispositif de déclenchement de la vidange d'urgence, etc.). La rupture du réflecteur peut donc s'accompagner d'un endommagement de ces systèmes.

Parmi les événements cités, les seuls qui peuvent potentiellement mener à l'échappement de la totalité du combustible sont la « rupture de la cuve cœur », la « vidange involontaire du combustible vers l'EDS » et la « vidange involontaire vers les réservoirs de stockage normaux ». Ils n'entraînent toutefois pas de perte de confinement du combustible car le combustible se trouve alors vidangé dans un système prévu à cet effet. En plus de ces événements, les accidents incluant un contact avec le sel intermédiaire (soit les événements « rupture d'une plaque / d'un canal d'un des échangeurs de chaleur », « rupture du réservoir de la couverture fertile entre le combustible et le fertile avec endommagement possible du circuit de refroidissement des structures », « rupture du réflecteur inférieur avec endommagement possible du système de refroidissement des structures » et « rupture du réflecteur supérieur avec endommagement possible du système de refroidissement des structures et/ou du système du réservoir d'expansion ») peuvent conduire à un échappement partiel du combustible hors de l'enceinte cœur.

Certains des événements cités entraînent un mélange entre le sel combustible et un ou plusieurs autres fluides. Les risques chimiques associés à ces mélanges sont évoqués dans le paragraphe suivant.

Perte du contrôle de la composition chimique du sel combustible

Les événements initiateurs retenus pour la famille « perte du contrôle de la composition chimique du sel combustible » sont donnés en table 2.10. Certains des phénomènes impliqués sont quantifiés et expliqués au chapitre 3 qui permet d'expliquer la sélection des événements réalisée ici. Parmi les risques associés à une composition incorrecte du sel combustible, se trouvent des événements pouvant engendrer de la corrosion, des événements impactant la réactivité/température de criticité et des réactions chimiques entre le sel combustible et d'autres fluides. Ces risques sont développés dans les paragraphes suivants.

Le phénomène de corrosion est contrôlé et limité dans le MSFR grâce au contrôle du potentiel d'oxydo-réduction du sel et grâce au retrait d'éléments potentiellement corrosifs par le bullage (tellure, soufre, sélénium, etc.). Parmi les événements pouvant augmenter le risque de corrosion, les événements retenus sont la « défaillance du système mesurant le potentiel redox », l'« entrée d'impuretés, en faibles quantité, impactant le potentiel redox (e.g. traces de Fe^{3+} , O_2 , humidité, etc) », l'« arrêt involontaire du système de bullage » et l'« obstruction/blocage du système de bullage pour la purification du sel ». Les phénomènes de corrosion et les conséquences de ces événements sont détaillés au chapitre 3. La corrosion sur une structure ou un composant peut être à l'origine des événements cités dans la famille « perte d'étanchéité du circuit combustible ». Des mesures devront être développées et implémentées pour détecter la corrosion et ainsi remplacer les composants endommagés avant leur rupture.

Une déviation de la composition du sel peut impacter la réactivité et la température de criticité si cette déviation affecte la teneur du sel en éléments fissiles, absorbants ou éventuellement modérateurs. Ainsi, l'arrêt des prélèvements de sel usagé et des injections de sel neuf implique une diminution de la quantité de fissile et une augmentation des produits de fission

2.5. CLASSIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS ET ÉLABORATION
D'UNE LISTE RESSERRÉE D'ÉVÈNEMENTS À ÉTUDIER

Catégorie	Évènements initiateurs retenus
Incidents	Incapacité à contrôler/ajuster la composition chimique du sel (via le système de prélèvement et l'unité de retraitement) Défaillance du système mesurant le potentiel redox Arrêt involontaire du système de bullage Ajout de sel combustible avec une composition chimique incorrecte (due à une défaillance dans l'unité de traitement) Relâchement de particules dans le sel (échangeurs, filtres, etc.) Entrée d'impuretés, en faible quantité, impactant le potentiel redox (e.g. traces de Fe^{3+} , O_2 , humidité, etc)
Accidents	Rupture de l'unité de traitement des gaz avec fuite possible du fluide de retraitement Obstruction/blocage du système de bullage pour la purification du sel Rupture d'une plaque / d'un canal d'un des échangeurs de chaleur entre les circuits combustible et intermédiaire
Évènements limitants	Entrée d'eau dans le circuit combustible Vidange/introduction du sel combustible dans un réservoir contenant de l'eau

TABLE 2.10 – Évènements initiateurs retenus pour la famille «perte du contrôle de la composition chimique du sel combustible»

absorbants dans le sel combustible. Cette évolution est lente car l' ^{223}U est en partie régénéré par capture sur le ^{232}Th . De plus, le spectre rapide diminue la probabilité des absorptions sur les PFs rendant le réacteur peu sensible à l'augmentation de la quantité de PFs. Ensuite, une défaillance au niveau de l'unité de retraitement peut entraîner l'ajout de sel combustible avec une composition incorrecte possédant, par exemple, une teneur en fissile trop haute ou trop faible. L'arrêt ou le blocage du système de bullage implique l'arrêt du nettoyage du sel combustible par le gaz et ainsi l'augmentation de la teneur en certains produits de fissions dans le sel (krypton, xénon, iode, etc.). Enfin, le relâchement de particules dans le sel peut entraîner une variation locale de la composition en cœur. Les particules en question peuvent être un agglomérat d'éléments précipités (par exemple du plutonium) ou des produits de la corrosion.

Certains évènements conduisent au mélange du sel combustible avec d'autres fluides. Comme pour les évènements listés précédemment, l'entrée d'un fluide étranger dans le circuit combustible modifie la composition du sel en cœur et impacte la réactivité. D'autre part, elle peut provoquer une réaction chimique si le fluide en question est réactif avec le combustible. Les fluides pouvant potentiellement entrer dans le circuit combustible sont les fluides utilisés dans les systèmes en contact avec ce circuit ; c'est à dire le sel fertile, le sel intermédiaire et le fluide de nettoyage se trouvant dans l'unité de traitement des gaz. Le sel fertile est de même nature que le sel combustible. Initialement, la composition du sel fertile est la même que celle du combustible à la différence que le thorium constitue son seul noyau lourd. En effet, la composition initiale du sel fertile est $77,5LiF - 22,5ThF_4$ alors que celle du combustible est $77,5LiF - 22,5NLF_{3-4}$. Ces deux sels sont chimiquement compatibles et leur mélange n'entraîne a priori aucune réaction. Par conséquent, l'évènement « rupture du réservoir de la

couverture fertile » n'a pas été retenu parmi les événements à étudier de la famille « perte du contrôle de la composition chimique du sel combustible ». L'évènement « rupture d'une plaque / d'un canal d'un des échangeurs de chaleur entre les circuits combustible et intermédiaire » provoque le mélange des sels combustible et intermédiaire. Les sels envisagés pour le fluide intermédiaire sont chimiquement compatibles avec le sel combustible. Cependant, la mise en contact des sels implique l'élévation de la température du sel intermédiaire, initialement à plus basse température que le combustible. Selon le sel intermédiaire choisi, l'élévation de sa température peut provoquer sa dissociation. Ce phénomène est expliqué au chapitre 3. En cas de rupture de l'unité de traitement des gaz, le fluide de retraitement peut s'écouler dans le circuit combustible. Le système de traitement des gaz est en cours de définition. Le fluide de traitement n'a pas encore été sélectionné mais le plomb est considéré pour ses capacités de rétention intéressantes. Dans le concept *MOlten Salt EpithermaL reactor* (MOSEL)[75], un système de nettoyage au plomb liquide avait été proposé. Lors de leur mise en contact, le plomb et le sel combustible forment deux phases séparées [76]. La densité du plomb (environ 11 g/cm^3) étant supérieure à celle du combustible (environ 4 g/cm^3), il est probable que celui-ci coule dans le combustible et vienne recouvrir la partie inférieure du cœur. De plus, le plomb est corrosif à haute température. Les effets de cette corrosion ne peuvent apparaître que si le plomb reste suffisamment longtemps au fond du circuit combustible.

Enfin, l'entrée d'autres fluides pouvant potentiellement se trouver dans l'enceinte réacteur a été considérée ; c'est le cas du dioxygène (contenu dans l'air) et de l'eau. L'entrée de dioxygène gazeux dans le circuit combustible est étudiée au chapitre 3. Aucune réaction n'a été identifiée avec le combustible ; cet évènement initiateur n'a donc pas été retenu dans la famille « perte du contrôle de la composition chimique du sel combustible ». D'autre part, une entrée d'eau, qui a déjà été évoquée dans la famille « insertion de réactivité », provoque la vaporisation de l'eau (si celle-ci est à l'état liquide) et la production de HF ainsi que d'oxyde de noyaux lourds par réaction avec les fluorures de noyaux lourds présents dans le sel. D'autre part, la « vidange/introduction du sel combustible dans un réservoir contenant de l'eau » a été retenu dans la catégorie des événements limitants même si les causes exactes d'un tel évènement ne sont pas identifiées. Outre les réactions chimiques sel-eau, le risque d'explosion vapeur, explicité au chapitre 3, doit être évalué pour cette situation. Afin de minimiser la fréquence d'occurrence des événements faisant intervenir de l'eau, des solutions de refroidissement de l'EDS sans eau sont envisagées de manière à éliminer la présence d'eau dans l'enceinte réacteur. Ces solutions sont évoquées au chapitre 6.

Dégradation mécanique du circuit combustible

La dégradation mécanique du circuit combustible peut être à l'origine de la rupture d'un composant ou d'un élément de structure et ainsi être la cause d'évènements listés dans d'autres familles, telle que la famille « perte d'étanchéité du circuit combustible ». Les événements initiateurs retenus pour la famille « dégradation mécanique du circuit combustible » sont donnés en table 2.11.

Parmi les différents types de dégradations mécaniques, des effets de pression et des phénomènes d'érosion ou d'abrasion des structures sont identifiés pour le circuit combustible du MSFR.

Parmi les effets de pression, les fluctuations de débit et de pression imposent des contraintes

2.5. CLASSIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS ET ÉLABORATION D'UNE LISTE RESSERRÉE D'ÉVÈNEMENTS À ÉTUDIER

Catégorie	Évènements initiateurs retenus
Incidents	Fluctuations anormales du débit et/ou de la pression
Accidents	Coup de bélier dans le circuit combustible Présence d'éléments solides dans le circuit combustible
Évènements limitants	Onde de choc provoquée par une excursion de puissance

TABLE 2.11 – Évènements initiateurs retenus pour la famille « dégradation mécanique du circuit combustible »

mécaniques sur les structures et composants du circuit combustible. Ces fluctuations peuvent provenir d'un dysfonctionnement des pompes ou être la conséquence de fluctuations de la réactivité. Ensuite, un coup de bélier, correspondant à une variation brusque de débit, provoque une surpression qui peut s'avérer importante. En théorie, un coup de bélier peut être provoqué par la fermeture ou l'ouverture rapide d'une vanne, d'un robinet ou par le démarrage ou l'arrêt d'une pompe. Aucune vanne n'est actuellement prévue dans le design du circuit combustible. Les causes de coup de bélier envisageables sont donc plutôt les blocages rapides de pompes ou de secteurs. Finalement, une onde de choc peut provenir d'une excursion rapide et importante de la puissance. En effet, l'augmentation de la puissance provoque un accroissement de la température, la dilatation du combustible et l'augmentation de la pression.

Parmi les évènements initiateurs pouvant provoquer une érosion ou abrasion mécanique des composants et des structures du circuit combustible, la « présence d'éléments solides dans le circuit combustible » a été retenue comme évènement à étudier. Les éléments solides en question peuvent être des éléments provenant de l'extérieur du circuit, des pièces de composants du circuit cassées, ou encore des agglomérats d'éléments précipités.

Perte du contrôle de la pression dans le circuit combustible

La phase gazeuse du circuit combustible n'est pas pressurisée. Toutefois, le circuit combustible constitue un système fermé et des évènements menant à la variation de sa pression peuvent être identifiés. Les évènements listés dans la famille « perte du contrôle de la pression dans le circuit combustible » correspondent à une perte de la mesure ou du contrôle de la pression de la phase gazeuse. Ils diffèrent des effets liés à la propagation d'ondes de pression dans le combustible cités dans la famille précédente. Les évènements initiateurs retenus pour la famille « perte du contrôle de la pression dans le circuit combustible » sont donnés en table 2.12.

Parmi les évènements de cette famille se trouvent des évènements empêchant la circulation des gaz dans les niveaux libres et des évènements impliquant une augmentation de la pression dans le circuit combustible.

Les niveaux libres permettent la dilatation du sel combustible sous l'effet de la température. Plusieurs niveaux libres sont envisagés pour le MSFR : le réservoir d'expansion situé au-dessus du cœur auquel s'ajoutent les niveaux libres des pompes et de la chambre de séparation des gaz. Le gaz injecté par le système de bullage et les PFs gazeux sont collectés dans ces

CHAPITRE 2. DÉVELOPPEMENT ET PREMIÈRE APPLICATION D'UNE
MÉTHODOLOGIE D'ANALYSE DE SÛRETÉ POUR LE MSFR

Catégorie	Évènements initiateurs retenus
Incidents	Obstruction des conduites de sortie du réservoir d'expansion pour le gaz
Accidents	Rupture du réservoir d'expansion Décharge du système de prélèvement du gaz dans le circuit combustible Obstruction de la conduite verticale d'entrée du combustible dans le réservoir d'expansion
Évènements limitants	Obstruction de tous les niveaux libres Entrée d'eau dans le circuit combustible Vidange/introduction du sel combustible dans un réservoir contenant de l'eau

TABLE 2.12 – Évènements initiateurs retenus pour la famille « perte du contrôle de la pression dans le circuit combustible »

systèmes qui sont connectés entre eux afin de permettre la circulation du gaz. Il est envisagé de mesurer et contrôler la pression du gaz aux niveaux libres ; le système de mesure/contrôle et sa localisation exacte (dans le réservoir d'expansion, au niveau des pompes, etc.) doivent être définis. L'« obstruction des conduites de sortie du réservoir d'expansion pour le gaz » empêche la circulation des gaz. Elle peut conduire à une différence de pression entre les niveaux libres et à une mesure de pression non représentative de l'ensemble de la phase gazeuse. La « rupture du réservoir d'expansion » et l'« obstruction de la conduite verticale d'entrée du combustible dans le réservoir d'expansion » modifient la géométrie des niveaux libres et limitent leur disponibilité en cas de dilatation du sel combustible. La dilatation empêchée du sel combustible peut alors mener à une montée en pression du circuit. Ces évènements peuvent aussi conduire à une mesure altérée de la pression si le dispositif est localisé dans le réservoir d'expansion. Enfin, l'« obstruction de tous les niveaux libres » correspond à l'évènement extrême associé à ce phénomène puisque plus aucun espace n'est alors disponible pour la dilatation du combustible. L'augmentation de pression associée à une élévation de la température du combustible peut alors s'avérer très importante.

Les évènements « décharge du système de prélèvement du gaz dans le circuit combustible » et « entrée d'eau dans le circuit combustible » conduisent directement à une augmentation de la pression dans le circuit combustible. Le premier est lié à la production de PFs gazeux. Afin de maintenir la quantité de gaz constante dans le circuit combustible, la proportion du gaz correspondant à la production de PFs gazeux doit être extraite régulièrement. Un premier dimensionnement de ce système est réalisé dans [50] où il est proposé d'extraire journalièrement 0,017% du volume de gaz présent dans le circuit combustible grâce à un système de prélèvement d'un volume de 0,89 litre sous une pression de 100 bars. Une défaillance de ce système pourrait entraîner le relâchement du gaz et une augmentation de la pression dans le circuit combustible. Les autres évènements initiateurs conduisant à une augmentation de la pression sont l'« entrée d'eau dans le circuit combustible », via la production de HF gazeux, et la « vidange/introduction du sel combustible dans un réservoir contenant de l'eau », via les réactions sels-eau et peut-être le phénomène d'explosion vapeur (risque à évaluer), déjà évoquées dans la famille « perte du contrôle de la composition du combustible ».

Les évènements causant une perte d'étanchéité du circuit combustible dans sa partie ga-

2.5. CLASSIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS ET ÉLABORATION D'UNE LISTE RESSERRÉE D'ÉVÈNEMENTS À ÉTUDIER

zeuse, tels que la « rupture de la connexion entre le niveau libre du circuit combustible et l'EDS pour le gaz », impliquent une mise à l'équilibre entre la pression dans le circuit combustible et l'enceinte réacteur. Ils consistent en ce sens en une perte du contrôle de la pression dans le circuit combustible. Toutefois, la variation de pression correspondante est faible. Ils n'ont pas été retenus comme évènements à étudier dans cette famille car le risque associé est davantage lié à la perte du confinement qu'à la variation de la pression.

Sur-chauffe des structures du circuit combustible

Les évènements initiateurs retenus pour la famille « surchauffe des structures du circuit combustible » sont donnés en table 2.13.

Catégorie	Évènements initiateurs retenus
Incidents	Défaillance du circuit de refroidissement des structures
Accidents	Détachement de la protection thermique

TABLE 2.13 – Évènements initiateurs retenus pour la famille « surchauffe des structures »

Deux systèmes sont envisagés pour limiter l'échauffement des structures du cœur en contact avec le combustible : la protection thermique et le système de refroidissement des parois du circuit combustible. Les causes possibles de défaillances de ce dernier sont diverses et incluent une obstruction de ce circuit, une défaillance d'une ou plusieurs pompes, etc. L'élévation de température associée est lente en raison de l'inertie du système et les conséquences aux endroits les plus chauds sont limitées par la présence de la protection thermique. Le « détachement de la protection thermique » entraîne une vulnérabilité de la structure à l'endroit du détachement. Ses conséquences peuvent être limitées en augmentant le débit du fluide de refroidissement des structures.

Perte de l'extraction de chaleur dans d'autres systèmes contenant des matières radioactives

Comme évoqué en section 2.2, les sources de puissance résiduelle sont localisées dans différents systèmes. Non seulement le refroidissement du combustible doit donc être assuré mais également celui de la couverture fertile, de l'unité de traitement des gaz et de l'unité de retraitement des sels. Les évènements initiateurs retenus pour la famille « perte de l'extraction de chaleur dans d'autres systèmes contenant des matières radioactives » sont donnés en table 2.14.

La puissance résiduelle associée à l'unité de traitement des gaz vaut 1,46 % de la puissance nominale une seconde après l'arrêt du réacteur[40], soit environ 43,8 MW. La chaleur dégagée dans l'unité de traitement des gaz est donc relativement importante comparée à celle des autres sous-systèmes contenant des matières radioactives. Elle est du même ordre de grandeur que la puissance résiduelle associée au sel combustible qui vaut au maximum 3,77 % de la puissance nominale [40]. L'évènement identifié pour la perte du refroidissement de l'unité de traitement des gaz est la défaillance de son système de refroidissement dont le design est en cours d'élaboration.

CHAPITRE 2. DÉVELOPPEMENT ET PREMIÈRE APPLICATION D'UNE
MÉTHODOLOGIE D'ANALYSE DE SÛRETÉ POUR LE MSFR

Catégorie	Évènements initiateurs retenus
Incidents	Perte du refroidissement du sel fertile due à une perte de débit dans la couverture fertile Perte du refroidissement du sel fertile due à une perte de débit dans le circuit de refroidissement de la couverture fertile Perte du refroidissement de l'unité de traitement des gaz due à une défaillance de son circuit de refroidissement

TABLE 2.14 – Évènements initiateurs retenus pour la famille « perte de l'extraction de chaleur dans d'autres systèmes contenant des matières radioactives »

La puissance résiduelle associée à la couverture fertile vaut 0,06 % de la puissance nominale une seconde après l'arrêt du réacteur [40], soit environ 1,8 MW. La perte du refroidissement du sel fertile peut être dû à un arrêt de la circulation du sel fertile ou à un arrêt de la circulation du fluide du système de refroidissement de la couverture fertile. Les arrêts de la circulation de ces fluides peuvent être causés par un blocage du circuit ou un arrêt, un blocage ou une rupture d'une ou plusieurs pompes. Ces EIs ont été identifiés pour le design de référence du MSFR. Dans ce dernier, la circulation du sel fertile est assurée par des pompes (une par secteur). Une autre option est à l'étude dans laquelle la circulation du sel fertile ne serait pas nécessaire à son refroidissement.

La puissance résiduelle associée à l'unité de retraitement vaut 0,056 % de la puissance nominale [40], soit environ 1,7 MW. Le refroidissement des systèmes contenant des matières radioactives dans l'unité de retraitement doit également être assuré. Toutefois, l'étude des évènements initiateurs associés à l'unité de retraitement ne fait pas partie du cadre de cette étude. Ils devront être identifiés dans un second temps, lorsque les différents systèmes présents dans l'unité de retraitement seront mieux connus.

Perte d'étanchéité d'autres systèmes contenant des matières radioactives

Comme discuté pour la famille « perte de l'extraction de chaleur dans d'autres systèmes contenant des matières radioactives », les matières radioactives sont localisées dans différents sous-systèmes. Les fonctions de sûreté nucléaires doivent être assurées dans ces sous-systèmes et le confinement des matières radioactives en fait partie. Les évènements initiateurs retenus pour la famille « perte d'étanchéité d'autres systèmes contenant des matières radioactives » sont donnés en table 2.15.

Une partie non négligeable des éléments radioactifs sont situés dans la couverture fertile, l'unité de traitement des gaz et l'unité de retraitement du sel. La perte d'étanchéité de ces systèmes a donc été analysée. De plus, les systèmes de prélèvement du sel combustible, du sel fertile et des gaz permettent de prélever les fluides de ces systèmes et de les acheminer jusqu'à l'unité de retraitement où ils sont stockés et/ou retraités. La rupture des systèmes de prélèvement peut avoir lieu dans tous les endroits situés entre l'enceinte cœur et l'unité de retraitement. Elle entraîne un relâchement d'éléments radioactifs. Les conséquences de ces évènements sont limitées par les faibles volumes de fluide retraités par jour. Par exemple, il est envisagé de prélever journalièrement seulement 40 litres du sel combustible.

2.5. CLASSIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS ET ÉLABORATION D'UNE LISTE RESSERRÉE D'ÉVÈNEMENTS À ÉTUDIER

Catégorie	Évènements initiateurs retenus
Incidents	Ouverture involontaire ou non fermeture de la vanne isolant le circuit de la couverture fertile du système de prélèvement du sel fertile
Accidents	Rupture du système de prélèvement du sel fertile Rupture du système de prélèvement du sel combustible Rupture d'une conduite du circuit intermédiaire (hors de l'enceinte cœur) Rupture de l'échangeur de chaleur entre le circuit de la couverture fertile et son circuit de refroidissement Rupture d'un réservoir de stockage du combustible Rupture d'un réservoir de stockage du sel fertile Rupture du système de prélèvement des gaz

TABLE 2.15 – Évènements initiateurs retenus pour la famille « perte d'étanchéité d'autres systèmes contenant des matières radioactives »

Les autres évènements identifiés pour le système de la couverture fertile sont l'« ouverture involontaire ou non fermeture de la vanne isolant le circuit de la couverture fertile du système de prélèvement du sel fertile » et la « rupture de l'échangeur de chaleur entre le circuit de la couverture fertile et son circuit de refroidissement ». Les mêmes évènements existent pour le circuit combustible et ont été traités dans la famille « perte d'étanchéité du circuit combustible ». L'ouverture de la vanne peut conduire à l'échappement des gaz présents dans la couverture fertile. Le système de prélèvement du sel fertile est en cours de définition, il doit être conçu de manière à ce que l'ouverture involontaire de la vanne n'entraîne pas de fuite du sel fertile. La rupture de l'échangeur de chaleur entraîne la mise en contact des sels fertile et intermédiaire et la dispersion des matières radioactives provenant de la couverture fertile dans le circuit intermédiaire. Afin de limiter les conséquences de cet évènement, le circuit intermédiaire peut être dimensionné avec une pression supérieure à celle de la couverture fertile. Enfin, les pertes d'étanchéité au niveau des autres composants de la couverture fertile, comme par exemple la « rupture du réservoir de la couverture fertile », impliquent une mise en contact des circuits combustible et fertile et sont traitées dans la famille « perte d'étanchéité du circuit combustible ».

De la même manière, le système de bullage est situé à l'intérieur de l'enceinte cœur. la perte d'étanchéité de ce système n'entraîne pas d'échappement de gaz en dehors de l'enceinte cœur, mais peut provoquer l'entrée du combustible dans le système de bullage. Les évènements associés sont donc traités dans la famille « perte d'étanchéité du circuit combustible ». Comme évoqué précédemment, l'étude des évènements initiateurs associés à l'unité de retraitement ne fait pas partie du cadre de cette étude. Ils devront être identifiés dans un second temps, lorsque les différents systèmes présents dans l'unité de retraitement seront mieux connus.

Ensuite, le sel intermédiaire est faiblement activé car il passe dans les échangeurs de chaleur situés dans l'enceinte cœur. Ces échangeurs sont sous faible flux grâce à la protection neutronique qui se situe entre la couverture fertile et les échangeurs. Les études réalisées dans [40] montrent qu'avec une protection de 10 cm en B_4C le flux dans les échangeurs est de $9,6 \cdot 10^{11} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$. L'utilisation du sel intermédiaire comme fluide de refroidissement dans

CHAPITRE 2. DÉVELOPPEMENT ET PREMIÈRE APPLICATION D'UNE MÉTHODOLOGIE D'ANALYSE DE SÛRETÉ POUR LE MSFR

le système de refroidissement des parois est envisagée. L'activation totale du sel intermédiaire doit donc être évaluée afin de pouvoir conclure sur la gravité des événements entraînant une perte d'étanchéité du circuit intermédiaire. La perte d'étanchéité du circuit intermédiaire via, par exemple, la rupture d'une conduite provoque l'écoulement du sel intermédiaire hors du circuit intermédiaire. Dans le design de référence, la fuite de sel peut se situer dans l'enceinte réacteur ou dans le BR. Dans d'autres options où les échangeurs intermédiaire-conversion sont en dehors du bâtiment réacteur, tel que présenté au chapitre 6, la fuite pourrait survenir à l'extérieur du BR.

Pour finir, les systèmes qui peuvent contenir ou ont pu contenir des matières radioactives lors d'un autre mode de fonctionnement du réacteur doivent être considérés. Par exemple, les réservoirs de stockage, qui permettent de vidanger le sel combustible pour les opérations de maintenance, ne contiennent pas de sel en mode production de puissance, qui est le mode analysé ici. Toutefois, des traces de combustibles et des gaz radioactifs peuvent s'y trouver en tant que résidus des utilisations précédentes. Les événements « rupture d'un réservoir de stockage du combustible » et « rupture d'un réservoir de stockage du sel fertile » peuvent causer une fuite de gaz radioactifs. Dans la configuration de référence, la fuite se produit dans l'enceinte réacteur. D'autres options de design sont envisagées dans lesquelles les réservoirs de stockage sont en dehors de l'enceinte réacteur, tel que présenté au chapitre 6 ; la fuite pourrait alors surviendrait alors dans l'enceinte dédiée au stockage des sels.

Perte d'intégrité du circuit de conversion de l'énergie

Les événements initiateurs retenus pour la famille « perte d'intégrité du circuit de conversion de l'énergie » sont donnés en table 2.16.

Catégorie	Évènements initiateurs retenus
Incidents	Petite brèche dans l'échangeur entre le circuit intermédiaire et le circuit de conversion de l'énergie Petite brèche du circuit de conversion de l'énergie dans ou en dehors du bâtiment réacteur
Accidents	Large brèche dans l'échangeur de chaleur entre le circuit intermédiaire et le circuit de conversion de l'énergie Large brèche du circuit de conversion de l'énergie dans ou en dehors du bâtiment réacteur
Évènements limitants	Éjection d'un composant du circuit de conversion de l'énergie

TABLE 2.16 – Évènements initiateurs retenus pour la famille « perte d'intégrité du circuit de conversion de l'énergie »

La perte d'intégrité du circuit de conversion peut se traduire par une brèche au niveau de l'échangeur de chaleur avec le circuit intermédiaire ou par une brèche sur un autre système pouvant se trouver à l'intérieur ou à l'extérieur du bâtiment réacteur. Les brèches peuvent par exemple provenir d'une corrosion localisée ou de la rupture d'un composant. Le choix a été fait de distinguer les petites brèches des grosses brèches. Cette distinction est pour l'instant

2.5. CLASSIFICATION DES ÉVÈNEMENTS INITIATEURS ET ÉLABORATION D'UNE LISTE RESSERRÉE D'ÉVÈNEMENTS À ÉTUDIER

qualitative, une limite en terme de débit pourra être définie par la suite, lorsque les conséquences de cet accident en fonction du débit seront mieux connues.

Une brèche au niveau de l'échangeur entre le circuit intermédiaire et le circuit de conversion implique le mélange entre le sel intermédiaire et le fluide de conversion. Plusieurs fluides sont actuellement à l'étude pour le choix du fluide de conversion tel que l'hélium, l'eau supercritique et le CO_2 supercritique. De même, plusieurs sels sont envisagés pour le fluide du circuit intermédiaire. Les réactions chimiques des fluides du circuit de conversion avec les sels du circuit intermédiaire devront être analysées de manière à choisir des fluides chimiquement compatibles. Avec les fluides et les cycles thermodynamique considérés (principalement des cycles de Brayton) pour le circuit de conversion, les conditions de fonctionnement sont obtenues pour des pressions comprises entre 200 et 300 bars [38]. Au contraire, le circuit intermédiaire est faiblement pressurisé (une dizaine de bars maximum). La brèche entraîne donc la montée en pression du circuit intermédiaire. Des systèmes permettant de limiter l'impact de cette montée en pression sont à l'étude et sont présentés au chapitre 6.

Une brèche sur une conduite ou sur un autre système entraîne la perte du fluide de conversion et donc la perte de la principale source de refroidissement du circuit combustible. Le fluide de conversion de l'énergie étant sous pression, cet évènement entraîne également une montée en pression du bâtiment dans lequel se produit la fuite. Dans le design de référence du MSFR, les échangeurs intermédiaire-conversion sont situés dans le BR ; une brèche des conduites menant aux échangeurs pourrait alors conduire à une augmentation de pression dans le BR. D'autres designs avec les échangeurs à l'extérieur du BR sont à l'étude ; ils permettent d'éliminer ce risque et sont présentés au chapitre 6.

Le circuit de conversion de l'énergie étant sous pression, l'éjection d'un composant peut potentiellement être violente et doit être étudiée. En particulier, il faudra démontrer que cette éjection ne peut se produire en direction de l'enceinte réacteur ou affecter les systèmes de sûreté.

Perte de l'alimentation électrique

La « perte d'alimentation électrique » entraîne notamment l'arrêt des pompes des circuits combustible, intermédiaire et de conversion de l'énergie. Les évènements initiateurs retenus pour cette famille sont donnés en table 2.17.

Catégorie	Évènements initiateurs retenus
Incidents	Perte du réseau électrique
Accidents	Perte totale d'alimentation électrique de puissance

TABLE 2.17 – Évènements initiateurs retenus pour la famille « perte de l'alimentation électrique »

La perte du réseau électrique se distingue de la perte totale d'alimentation électrique de puissance pour laquelle non seulement le réseau est perdu mais également les systèmes électriques de secours (tels que les diesels). La perte totale d'alimentation électrique de puissance

est souvent sous-divisée, dans les rapports de sûreté, selon sa durée. Cela n'a pas été fait dans cette analyse car les systèmes d'alimentation électrique normaux et de secours sont à définir pour le MSFR avant de pouvoir entrer dans ce type de considération.

2.6 Conclusion

Une méthodologie globale d'analyse de sûreté, applicable aux réacteurs à sels fondus et au stade de design actuel du MSFR, a été proposée dans ce chapitre. Cette méthodologie se décompose en plusieurs étapes :

- Vérifier la conformité du design avec les principes et exigences de sûreté (grâce au tableau du QSR) ;
- Identifier les risques et élaborer une liste d'évènements initiateurs à étudier (avec les méthodes FFMEA, MLD et éventuellement le PIRT) ;
- Définir l'architecture de sûreté (avec les méthodes des LDDs et de l'OPT) pour qu'elle soit proportionnée aux enjeux et en privilégiant des solutions « robustes » ;
- Concevoir de nouveaux systèmes ou améliorer le design des systèmes existants si nécessaire ;
- Vérifier la conformité de l'architecture de sûreté (à l'aide des DPA et des EPS).

Ces étapes ont pour vocation d'apporter des retours sur le design en offrant une compréhension détaillée de ses vulnérabilités et sont à utiliser itérativement avec les études de design.

La première étape, soit l'application du QSR, a été réalisée dans [40]. L'application de la seconde étape a été présentée en deuxième partie de ce chapitre. La liste complète des EIs identifiés est fournie dans l'annexe B. L'utilisation combinée des méthodes FFMEA (méthode *bottom-up*) et MLD (méthode *top-down*) s'est avérée utile pour fournir une identification aussi exhaustive que possible des évènements initiateurs du MSFR dans le périmètre d'étude défini. Celui-ci se concentre sur le mode de fonctionnement normal de production de puissance et, en ce qui concerne le périmètre géographique, à l'étude du circuit combustible et des systèmes directement en interaction avec ce dernier, c'est à dire : le circuit intermédiaire, le système de la couverture fertile, le système de bullage, l'unité de traitement des gaz et les systèmes de prélèvement du sel combustible et du sel fertile. Les connexions du circuit combustible avec les systèmes de vidange, tels que l'EDS, et l'unité de retraitement ont aussi été étudiés. Dans les études de sûreté à venir, les risques devront être recensés dans l'ensemble de l'installation (incluant l'unité de retraitement du sel combustible) et pour les différents états du réacteur (dont le démarrage, l'arrêt et la maintenance).

Ensuite, les EIs ont été classés en fonction de leur fréquence d'occurrence et de leur conséquence. Cette classification a été réalisée sur la base d'un jugement d'experts et grâce aux retours d'expérience disponibles via les rapports de l'ORNL. Elle sera à ajuster lorsque suffisamment de détails seront définis pour permettre une évaluation plus précise des fréquences, avec notamment la réalisation d'EPS, et des conséquences des différents évènements. A partir de cette classification, une liste resserrée d'évènements à étudier a été sélectionnée. Quelques éléments importants ressortant de l'analyse des différentes familles de phénomènes sont donnés dans la liste suivante :

- Les insertions de réactivité peuvent provenir d'une variation du volume du cœur, d'une modification de la composition ou de la température du combustible. L'évènement en-

2.6. CONCLUSION

traînant potentiellement l'insertion de réactivité la plus importante est la déformation du circuit combustible avec un maximum de 2600 pcm. La réactivité insérée par certains évènements, tels que la précipitation massive de la matière fissile, reste encore à évaluer.

- L'augmentation de l'extraction de chaleur du combustible peut provenir d'un débit trop important dans le circuit combustible, dans le circuit intermédiaire ou dans les systèmes adjacents. Les effets les plus importants sont obtenus lorsque le réacteur fonctionne à faible puissance.
- La perte de débit du combustible peut provenir d'une défaillance des pompes ou d'un bouchage du circuit combustible. Les conséquences d'un arrêt de toutes les pompes doivent être évaluées pour déterminer si des dispositions doivent être prises pour diminuer la probabilité des défaillances de causes communes.
- La perte de l'extraction de chaleur du combustible peut provenir d'une défaillance au niveau du circuit intermédiaire, du circuit de conversion ou de la source froide. La perte totale du sel intermédiaire constitue le cas le plus contraignant. La fréquence d'occurrence de cet évènement peut être minimisée par l'utilisation de plusieurs circuits intermédiaires indépendants.
- La perte d'étanchéité du circuit combustible peut se produire avec tous les systèmes en contact avec le combustible mais ne mène pas nécessairement à la sortie du combustible de l'enceinte cœur. Parmi les évènements ayant cet effet, la rupture de la cuve conduit à la vidange du sel combustible dans l'EDS, où il est confiné et refroidi, tandis qu'une fuite en direction du circuit intermédiaire peut mener à la dispersion des matières radioactives dans ce circuit. Pour limiter les conséquences de ce deuxième évènement, des vannes peuvent être implémentées et le circuit intermédiaire peut être dimensionné avec une pression supérieure à celle du circuit combustible.
- La perte du contrôle de la composition chimique du sel combustible peut favoriser la corrosion, impacter la réactivité ou entraîner une réaction chimique (lors d'une entrée en contact du sel avec d'autres fluides). En particulier, l'entrée d'eau apparaît problématique. Ce risque peut être minimisé en supprimant autant que possible les systèmes fonctionnant avec de l'eau dans l'enceinte réacteur, tel que proposé au chapitre 6.
- La dégradation mécanique du circuit combustible peut être due à la circulation d'éléments abrasifs. La propagation d'une onde de pression dans le combustible doit également être étudiée. Cette dernière peut notamment être provoquée par une excursion de puissance. Le danger associé à cette famille est la fragilisation des composants du circuit combustible pouvant conduire, à terme, à leur rupture.
- La perte du contrôle de la pression dans le circuit combustible en raison d'une obstruction des niveaux libres est problématique en cas de dilatation empêchée du sel combustible.
- La surchauffe des structures du circuit combustible peut être liée à une défaillance de la protection thermique ou du système de refroidissement des parois. Elle entraîne une fragilisation thermique des matériaux de structure pouvant conduire à terme à leur rupture.
- La perte de l'extraction de chaleur dans d'autres systèmes contenant des matières radioactives est liée aux défaillances des systèmes de refroidissement de l'unité de traitement des gaz, de la couverture fertile et de l'unité de retraitement. Le système ayant la puissance résiduelle la plus élevée, après le circuit combustible, est l'unité de traitement des gaz. Le design de son système de refroidissement est à définir avec une

fiabilité élevée. Les pertes d'extraction de chaleur relatives à l'unité de retraitement du combustible doivent encore être identifiées.

- La perte d'étanchéité d'autres systèmes contenant des matières radioactives peut être caractérisée par une fuite de la couverture fertile, des réservoirs de stockage, des systèmes de prélèvement ou encore du circuit intermédiaire. Pour évaluer les conséquences de ce dernier événement, l'activation du sel intermédiaire doit être calculée. Les pertes d'étanchéité relatives à l'unité de retraitement du combustible doivent encore être identifiées.
- La perte d'intégrité du circuit de conversion de l'énergie peut, outre causer la perte du refroidissement principal du combustible, entraîner la montée en pression du circuit ou bâtiment vers lequel la fuite se produit (e.g. circuit intermédiaire, bâtiment réacteur). Des dispositions permettant de gérer cette élévation de pression doivent être prises.
- La perte de l'alimentation électrique entraîne l'arrêt de tous les systèmes électriques dont les pompes des circuits combustible, intermédiaire et de conversion. Des études doivent être menées pour déterminer lesquels de ces systèmes doivent être secourus.

La quantification des conséquences des événements identifiés permet d'une part de justifier le choix de la catégorie qui leur a été attribuée et d'autre part de guider le choix des dispositifs de sûreté à implémenter pour prévenir et limiter les conséquences de ces événements. Dans cette optique, certains des événements de la famille « perte du contrôle de la composition chimique du sel combustible » sont évaluées au chapitre 3. Au chapitre 4, les conséquences des familles « insertions de réactivité », « augmentation de l'extraction de chaleur du combustible », « perte de débit du combustible et perte de l'extraction de chaleur du combustible » sont évaluées au travers du calcul de quelques scénarios enveloppes.

L'application de la troisième étape de la méthodologie, soit la « définition des dispositifs de sûreté et élaboration de l'architecture de sûreté », est présentée en section 6.3. Finalement, la méthodologie proposée a permis d'aider à l'amélioration du design, comme cela est illustré dans la section 6.4.

Chapitre 3

Étude des risques chimiques et radiologiques

Ce chapitre vise à apporter des explications et des quantifications sur les risques chimiques et les rejets radiologiques. Les sources de la corrosion, les risques associés au contact entre le sel combustible et d'autres fluides et la production de tritium dans le réacteur seront notamment abordés. Les études présentées ici apportent des compléments d'informations sur la sélection de certains événements initiateurs d'accidents et mettent en lumière l'impact de certaines options de design sur la sûreté du réacteur.

Sommaire

3.1	Introduction	92
3.2	Étude des risques chimiques	92
3.2.1	Sources et contrôle de la corrosion	92
3.2.2	Contact entre le sel combustible et des fluides étrangers	95
3.2.3	Question de l'explosion vapeur	102
3.3	Évaluation des rejets radiologiques : le cas du tritium	103
3.3.1	Production de tritium dans le MSFR	103
3.3.2	Comparaison avec les autres réacteurs	106
3.3.3	Pistes pour limiter les rejets de tritium	107
3.4	Conclusion	107

3.1 Introduction

Des études de chimie et de production d'éléments radioactifs sont réalisées et présentées dans ce chapitre. Il n'a pas pour vocation de traiter les risques chimiques et les rejets radiologiques de manière exhaustive, puisque tous les risques ne sont pas abordés, mais d'apporter des informations sur certains points spécifiques jugés pertinents dans le cadre de ce manuscrit. D'une part, ces études permettent d'apporter des compléments vis à vis des événements identifiés au chapitre 2. D'autre part, elles mettent en lumière l'impact sur la sûreté du réacteur de certaines options de design, telles que le choix du sel intermédiaire ou la présence d'eau dans l'enceinte réacteur, qui seront rediscutées au chapitre 6. Dans la section 3.2, des explications sont données sur les phénomènes de corrosion dans le MSFR et des études sont réalisées pour quantifier les risques associés à l'entrée en contact du sel combustible avec d'autres fluides. Dans la section 3.3, un cas spécifique de rejet radiologique est traité, celui de la production de tritium en fonctionnement normal. L'étude de la production et des rejets de tritium constitue un point non négligeable de l'analyse de sûreté du concept, car c'est un élément mobile difficilement confinable.

3.2 Étude des risques chimiques

Cette section a pour objectif d'expliquer certains des choix présentés au chapitre 2 concernant la sélection et la classification des événements initiateurs de la famille « perte de contrôle de la composition chimique du sel ». En particulier, la sous-section 3.2.1 traite des sources de la corrosion, la sous-section 3.2.2 des risques associés à l'entrée d'un autre fluide dans le circuit combustible et la sous-section 3.2.3 aborde la question de l'explosion vapeur.

3.2.1 Sources et contrôle de la corrosion

Types de corrosion

La corrosion des matériaux de structure du circuit combustible peut prendre différentes formes. Nous pouvons notamment citer :

- La corrosion généralisée (ou corrosion uniforme) qui entraîne une diminution uniforme de l'épaisseur du matériaux attaqué. Dans le MSFR, elle pourrait être causée par une variation du potentiel chimique du sel rendant le milieu plus oxydant, comme nous le verrons dans la sous-section suivante.
- La corrosion galvanique qui se produit lorsque deux métaux différents sont en contact, par exemple à une soudure. La corrosion galvanique implique la circulation d'un courant électrique et donc une différence de potentiel électrique entre les deux métaux. La corrosion est alors localisée à l'anode.
- La corrosion par piqûre qui est une corrosion localisée où la zone de piqûre, très réduite, joue le rôle d'anode alors que le reste de la surface du métal joue le rôle de cathode. L'importance de la surface de la cathode comparativement à celle de l'anode implique un courant très important à l'anode ce qui entraîne une corrosion rapide du métal en ce point.
- La corrosion cavernueuse qui est également une corrosion localisée se produisant dans les fentes ou fissures dans lesquelles le sel combustible ne circule pas. Elle peut être due à une différence d'apport en oxygène entre deux zones du même métal, faisant

apparaître deux zones de potentiel différent. Il y a alors attaque de la zone ayant le moins accès à l'oxygène. Par exemple, une entrée d'oxygène par diffusion surfacique a été remarquée expérimentalement dans la boucle à sel fondu FFFER [77]. Dans le MSFR, les structures métalliques du circuit combustible n'étant pas en contact avec l'oxygène en fonctionnement normal puisque l'enceinte réacteur est remplie d'un gaz inerte. Ce type de corrosion y est donc peu probable.

- La corrosion intergranulaire qui se produit aux joints de grains alors que le reste du métal demeure intacte. Elle peut être due aux hétérogénéités (présence d'impuretés, ou appauvrissement/enrichissement local de l'un des constituants) du métal au niveau des joints de grains.
- La corrosion par gradient de température qui se produit entre deux zones d'un même métal mais à des températures différentes.

Ces phénomènes n'ont pas tous la même importance ni la même probabilité d'occurrence. Ainsi, les corrosions généralisée, galvanique, intergranulaire ou par piqûre semblent *a priori* plus probable qu'une corrosion due à un gradient de température. Enfin, le mouvement du sel dans le MSFR participe au transport des ions entre les zones de potentiel différent et contribue ainsi à la corrosion.

Phénomènes impactant le potentiel chimique du sel combustible du MSFR

Pour un acier possédant une teneur minimale en chrome, la corrosion se produit majoritairement sur cet élément [78, 79, 80]. L'alliage de structure envisagé pour le MSFR, l'Hastelloy N, entrant dans cette catégorie, l'exemple du chrome sera utilisé dans la discussion suivante. L'oxydation du chrome se traduit en particulier par la réaction :



Dans le MSFR, la corrosion pourrait provenir d'une variation du potentiel chimique du sel combustible rendant le milieu plus oxydant. Une variation du potentiel chimique a été observée durant les expériences d'Oak Ridge [81]. L'hypothèse alors avancée est la suivante : la fission est oxydante car la valence des produits de fission (PFs) est en moyenne inférieure à celle des éléments fissiles. Le bilan des états de valence les plus stables des PFs donne une valence moyenne proche de 3/2 par PF (par exemple, un PF est sous forme trifluorure et l'autre sous forme métallique ou gazeuse) [50]. De ce fait, la fission d'un U^{4+} est oxydante, alors que celle d'un U^{3+} ou d'un Pu^{3+} ne l'est pas. La disparition des U^{4+} conduit à un décalage de l'équilibre en uranium et à la conversion de l' U^{3+} en U^{4+} . Elle entraîne ainsi une dérive du potentiel d'oxydoréduction du sel qui est gouverné par le rapport UF_4/UF_3 . Pour compenser cette dérive et contrôler le potentiel d'oxydoréduction du sel, il est envisagé d'alimenter le réacteur en uranium métallique, en thorium métallique ou en UF_3 . Ces éléments permettent de diminuer le rapport UF_4/UF_3 rendant ainsi le sel plus réducteur.

Ensuite, certains éléments sont particulièrement réactifs et susceptibles d'entraîner la corrosion. Parmi les éléments possiblement présents dans le sel en fonctionnement normal, les plus réactifs sont les éléments chalcogènes :

- L'oxygène forme avec le chrome un oxyde de chrome facilitant ainsi l'oxydation du Cr métallique en Cr^{2+} ou Cr^{3+} . Les oxydes de chrome sont partiellement solubles dans le sel ce qui empêche la création d'une couche de passivation. Le risque est, dans le cas d'une corrosion localisée, de percer la structure par retrait progressif de matière.

L'oxygène est absent des produits de fission mais est produit par réaction (n,2n) sur le fluor en fonctionnement normal.

- Le soufre, comme l'oxygène, forme avec le chrome un composé soluble dans le sel combustible (le sulfure). Le soufre est quasiment absent des PFs ; il n'est pas produit en quantité suffisante pour présenter un risque de corrosion. En cas d'un fonctionnement en sels chlorures et non fluorures, le soufre pourrait être plus problématique en raison de sa production par réaction (n,2n) sur le chlore.
- Le tellure forme avec le chrome (notamment par la réaction $2Cr+3Te \longrightarrow Cr_2Te_3$) des composés intermétalliques venant fragiliser le matériau de structure par décohésion des grains. Le tellure fait partie des produits de fission ; il est produit en quantité suffisante pour que le risque de corrosion par le tellure soit non négligeable si ce dernier n'est pas régulièrement retiré du sel. Deux moyens sont envisagés pour empêcher la formation de tellure de chrome dans le MSFR. Le premier consiste à retirer le tellure grâce au bullage gazeux. Cela est possible car le tellure est volatile à la valence 0. Le second consiste à modifier le potentiel chimique du sel pour réduire le Te métallique en Te^{2-} . La transformation d'une partie du Te métallique en Te^{2-} , soluble dans le sel, permet de diminuer l'activité du Te métallique et ainsi de défavoriser la réaction de production du composé intermétallique. Cette dernière méthode avait été expérimentée avec succès par l'ORNL [81].
- Le sélénium a un comportement intermédiaire entre celui du soufre et du tellure ; il peut à la fois former des composés solubles dans le sel ou des intermétalliques. Le sélénium fait partie des PFs mais n'est pas produit en quantité suffisante pour présenter un risque de corrosion.

La variation du potentiel chimique du sel peut aussi provenir de l'entrée d'impuretés dans le circuit combustible. L'apparition de dioxygène pourrait provenir d'une inétanchéité du circuit combustible ou du système de prélèvement. Par le même biais, des traces d'humidité ou de Fe^{3+} (provenant d'impuretés métalliques) pourraient se trouver dans le sel. Il faut toutefois que ces impuretés présentent une concentration dans le sel suffisante (>1%) pour que l'effet sur le potentiel soit notable.

Prévention de la corrosion et évènements initiateurs associés

Les risques associés à la corrosion doivent être prévenus dès l'étape de conception et de fabrication des composants afin de limiter au maximum les zones propices à la corrosion. Les évènements initiateurs associés peuvent être des défaillances de conception ou de fabrication. Ils ne sont pas listés en tant que tels dans la liste présentée au chapitre 2 mais sont des causes possibles des évènements de la famille « Perte d'étanchéité du circuit combustible » tels que la « vidange du combustible due à une brèche dans l'enceinte cœur ». En fonctionnement, les moyens de contrôle de la corrosion sont principalement le retrait des éléments réactifs par le bullage et le contrôle du potentiel chimique par ajustement de la composition du sel combustible (par exemple, en ajoutant de l'uranium métallique). Cet ajustement peut être fait au moment de l'injection de sel neuf dans le réacteur. Les évènements initiateurs envisagés correspondant à la défaillance de ces systèmes sont par exemple l'« incapacité à contrôler/ajuster la composition chimique du sel (via le système de prélèvement et l'unité de retraitement) », la « défaillance du système mesurant le potentiel redox » ou encore l'« arrêt

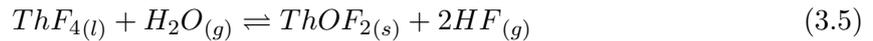
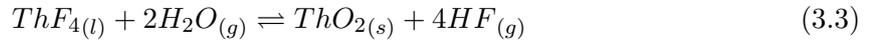
involontaire du système de bullage ». Ces événements ont été classés dans la catégorie des incidents au chapitre 2 pour leur cinétique lente. Enfin, l'entrée d'éléments extérieurs dans le sel, et impactant son potentiel chimique, a été identifiée comme incident dans la liste des événements initiateurs présentée au chapitre 2.

3.2.2 Contact entre le sel combustible et des fluides étrangers

Dans l'hypothèse d'une entrée de fluides étrangers dans le circuit combustible (ou les réservoirs de stockage du combustible), le risque associé au contact entre le sel combustible et les fluides en question doit être évalué. Dans ce cadre, des calculs préliminaires de thermodynamique sont proposés ici afin d'avoir une idée plus précise de l'évolution de l'évènement et de ses conséquences. En particulier, trois scénarii sont envisagés ici : l'entrée en contact du sel combustible avec de l'eau, avec du dioxygène, et enfin avec le fluide du circuit intermédiaire. Les valeurs thermodynamiques utilisées dans cette section ont été obtenues grâce au logiciel HSC Chemistry version 5.1 [82].

Contact sel combustible - eau

Identification des réactions possibles : En cas d'entrée d'eau dans le circuit combustible, les réactions d'hydrolyse suivantes sont envisageables :



Le tableau 3.1 donne, pour chacune de ces réactions, la différence d'énergie de Gibbs ΔG et la différence d'enthalpie ΔH associée. La valeur de ces grandeurs est donnée à 700°C et des formules sont proposées pour leur calcul sur une plus large plage de température. Ces formules ont été obtenues grâce à une régression linéaire à partir des points donnés par le logiciel HSC sur l'intervalle de température indiqué. LiF , ThF_4 et UF_4 ont été considérés comme des corps purs dans les calculs. La réaction 3.2 possède une différence d'énergie de Gibbs supérieure à zéro à 700°C. Cette réaction n'est donc thermodynamiquement pas possible. Ainsi, la présence de LiF ne contribue pas à la production de HF . Par contre, la différence d'énergie associée aux systèmes 3.3, 3.4 et 3.5 est négative à 700°C et sur toute la plage de température étudiée. Ces réactions sont donc thermodynamiquement possibles aux températures du combustible envisagées. Leur différence d'enthalpie est positive, ce qui indique que ces réactions sont endothermiques. D'après les formules proposées dans le tableau 3.1, le ΔG associé à ces systèmes augmente quand la température diminue. La progression de ces réactions aura donc tendance à entraîner leur arrêt plutôt que leur emballement, ce qui est positif du point de vue de la sûreté¹.

1. Ce raisonnement est basé uniquement sur des notions de thermodynamiques sans tenir compte du couplage neutronique-thermique.

N°	Réaction	ΔG [kJ]	ΔH [kJ]	Intervalle de validité [°C]
Réactions d'hydrolyse				
3.2	$2LiF + H_2O \rightleftharpoons Li_2O + 2HF$	275,77 - 0,0902T 212,57	333,62 - 0,0114T 325,62	600 - 800 700
3.3	$ThF_4 + 2H_2O \rightleftharpoons ThO_2 + 4HF$	153,0 - 0,3014T -58,26	371,7 - 0,1638T 257,0	600-1100 700
3.4	$UF_4 + 2H_2O \rightleftharpoons UO_2 + 4HF$	121,4 - 0,3177T -101,62	336,8-0,1634T 222,4	600-1000 700
3.5	$ThF_4 + H_2O \rightleftharpoons ThOF_2 + 2HF$	74,7 - 0,1502T -30,60	180,4 - 0,0776T 126,0	600-1100 700
3.6	$UF_4 + ThO_2 \rightleftharpoons UO_2 + ThF_4$	37,0 - 0,0092T -43,35	-36,272 - 0,003T + 1E-5T ² - 1E-8T ³ -34,6	600-1000 700
3.11	$ThOF_2 + H_2O \rightleftharpoons ThO_2 + 2HF$	75,5 - 0,1476T -27,67	191,3 - 0,0862T 131,0	600-1200 700
Réactions d'oxydo-réduction				
3.12	$2HF + 2UF_3 \rightleftharpoons 2UF_4 + H_2$	-225,7+0,14T -127,54	-286,1 + 0,0286T -266,4	600-1000 700

TABLE 3.1 – Relations pour l'énergie de Gibbs et la différence d'enthalpie associée à différentes réactions; les températures sont exprimées en degrés Celsius

3.2. ÉTUDE DES RISQUES CHIMIQUES

Les réactions identifiées impliquent la précipitation du fertile et du fissile. La précipitation de la matière fissile pourrait provoquer, via l'arrivée en cœur d'agglomérats de matière fissile précipitée, des fluctuations de réactivité. De plus, la précipitation des matières fissiles et/ou fertiles pourrait entraîner l'érosion ou le bouchage du circuit combustible. Ces réactions impliquent également une production d'HF entraînant un doublement des molécules de gaz et donc un risque de montée en pression. L'acide fluorhydrique est connu pour être corrosif, il faudra donc évaluer la résistance à la corrosion en présence de HF des matériaux composant le circuit combustible. Enfin, le fluorure d'hydrogène est toxique. Son confinement est normalement assuré par les structures du circuit combustible et par l'enceinte réacteur, cependant l'entrée d'eau dans le circuit sous-entend qu'au moins une de ces deux barrières a perdu son étanchéité.

Évaluation de la compétition entre la consommation du ThF_4 et de l' UF_4 : La question peut se poser de la prédominance des réactions identifiées les unes par rapport aux autres. En particulier, il serait utile de savoir qui du fluorure de thorium ou du fluorure d'uranium est consommé en premier. Pour répondre à cette question, la réaction suivante est étudiée :



La différence d'énergie de Gibbs ainsi que la différence d'enthalpie associées à ce système sont données dans le tableau 3.1. Son ΔG étant négatif, cette réaction est thermodynamiquement possible. A 700°C et avec la constante des gaz parfaits $R = 8,314 \text{ J}\cdot\text{mol}^{-1}$, la constante de réaction vaut :

$$K = \exp\left(-\frac{\Delta G}{RT}\right) = 212,4 = \frac{a_{\text{UO}_2} \cdot a_{\text{ThF}_4}}{a_{\text{UF}_4} \cdot a_{\text{ThO}_2}} \quad (3.7)$$

Avec :

- a_{UO_2} et a_{ThO_2} , les activités respectives de UO_2 et de ThO_2 qui sont des solides purs. De ce fait, leur activité est égale à 1 quelle que soit la quantité produite.
- a_{UF_4} et a_{ThF_4} , les activités respectives de UF_4 et de ThF_4 qui sont en solution dans le sel combustible. En faisant l'hypothèse que le combustible se comporte comme une solution idéale, l'activité des composants en solution est égale à leur concentration dans la solution. Le sel combustible est constitué de 22,5% molaire de fluorure de noyaux lourds. Dans le cas d'un démarrage du réacteur à l'uranium 233, une proportion d'environ 2,6% d'uranium est nécessaire pour rendre le réacteur critique (d'après le tableau 1.2), soit 19,9% de thorium. En début de réaction, soit avant l'évolution des concentrations due à l'hydrolyse, les activités sont donc : $a_{\text{UF}_4} = 0,026$ et $a_{\text{ThF}_4} = 0,199$.

La constante obtenue avec les activités des réactifs en début de réaction est d'environ 27,75, soit très inférieure à la constante d'équilibre. La réaction aura donc plutôt tendance à se faire dans le sens de consommation de l' UF_4 . Par conséquent, il est probable que l'entrée d'eau dans le circuit combustible entraîne d'abord la précipitation de la matière fissile. L'effet de cette précipitation sur la réactivité est à étudier.

Évaluation du risque de montée en pression : Afin d'évaluer les conséquences liées à la production de HF, l'ordre de grandeur de l'augmentation de pression est ici calculé. Pour simplifier l'étude, seule la production d'acide fluorhydrique associée à la réaction 3.4 est

calculée car cette réaction est estimée prépondérante par rapport aux autres réactions. La constante d'équilibre associée au système réactionnel vaut :

$$K = \exp\left(-\frac{\Delta G}{RT}\right) = 2,85E5 = \frac{a_{UO_2} \cdot a_{HF}^4}{a_{H_2O}^2 \cdot a_{UF_4}} \quad (3.8)$$

Avec

- a_{UO_2} , l'activité d' UO_2 qui est égale à 1 puisque c'est un solide pur.
- a_{UF_4} , l'activité d' UF_4 qui est en solution dans le sel. Considérons la situation où une faible quantité d'eau est mise en présence du sel. Dans ce cas, l'hydrolyse de UF_4 ne modifie pas sa concentration et son activité peut être considérée égale à sa concentration dans le liquide, soit $c = 2,6\%$.
- a_{H_2O} , l'activité de l'eau qui est à l'état gazeux. Son activité est égale à sa pression partielle par rapport à la pression de référence, soit $a_{H_2O} = \frac{P_{H_2O}}{P^\circ}$ avec $P^\circ = 1\text{bar}$.
- a_{HF} , l'activité de l'acide fluorhydrique produit sous forme gazeuse. Comme pour l'eau, son activité vaut $a_{HF} = \frac{P_{HF}}{P^\circ}$.

Faisons l'hypothèse que le gaz initial est constitué uniquement de vapeur d'eau à la pression P_i . Soit x l'avancement de la réaction à l'équilibre, la constante réactionnelle s'écrit alors :

$$K = \frac{(2 \cdot x \cdot P_i)^4}{0,026 \cdot (P_i \cdot (1 - x)^2)} \quad (3.9)$$

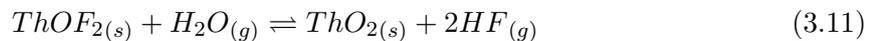
L'équation précédente a été résolue avec le logiciel de calcul formel SageMath [83]. La pression partielle de HF obtenue à l'équilibre vaut :

$$P_{HF} = 2 \cdot x \cdot P_i = \left(\sqrt{c \cdot K} \cdot P_i + \frac{c \cdot K}{16}\right)^{1/2} - \frac{1}{4} \cdot \sqrt{c \cdot K} \quad (3.10)$$

La figure suivante donne la pression partielle de HF et la pression totale du gaz à l'équilibre en fonction de la pression initiale de vapeur d'eau. Pour une pression initiale de 1 bar, la pression d'équilibre totale atteint 1,96 bars avec une pression partielle du HF de 1,93 bars. Comme cela était attendu puisque 4 moles de HF sont produites pour deux moles de H_2O consommées et que la constante de réaction est grande, la pression atteinte est presque le double de la pression initiale.

Notons que ce calcul constitue un cas enveloppe puisqu'en raison des gaz présents dans le niveau libre du circuit combustible, la phase gazeuse ne peut être constituée d' H_2O pur comme l'hypothèse en est faite ici. En réalité, la phase gazeuse à pression initiale P_{tot} serait formée, en cas d'entrée d'eau dans le circuit combustible, de vapeur d'eau à la pression partielle P_i et d'autres gaz sous la pression partielle P_j , avec $P_{tot} = P_i + P_j$. L'augmentation de pression totale due à la réaction précédente dépend donc du rapport $\frac{P_i}{P_{tot}}$. Les conclusions concernant l'augmentation de la pression partielle de HF restent quant à elles identiques.

Identification des réactions possibles à partir des produits des réactions précédentes A partir des produits des réactions précédentes, de nouveaux systèmes réactionnels apparaissent. Par exemple, la réaction de l'oxyfluorure de thorium avec l'eau peut être envisagée :



La réaction 3.11 possède, d'après le tableau 3.1, une différence d'énergie de Gibbs négative ; elle est thermodynamiquement possible. Ainsi, l'arrivée d'eau dans le circuit combustible

3.2. ÉTUDE DES RISQUES CHIMIQUES

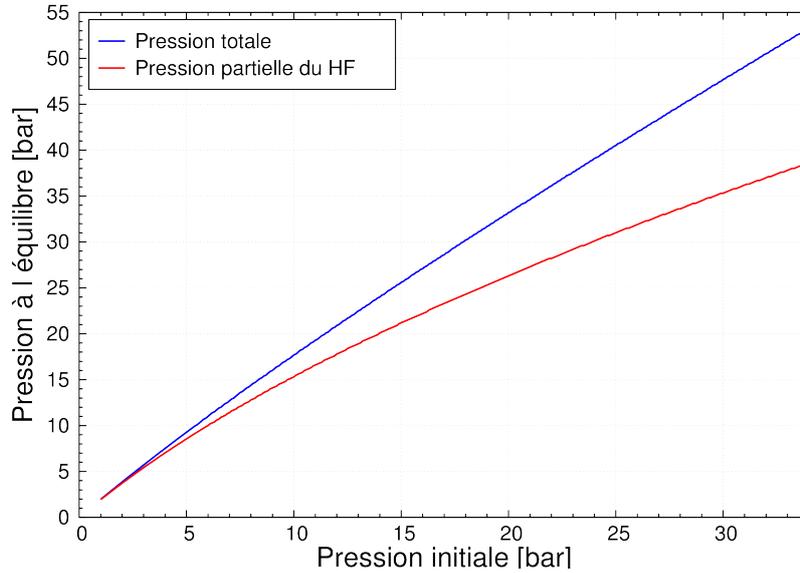


FIGURE 3.1 – Pression partielle de HF et pression totale à l'équilibre

conduit dans un premier temps à la fois à la production de ThO_2 et de $ThOF_2$, mais si l'apport d'eau est suffisant le $ThOF_2$ produit sera transformé en ThO_2 .

D'après les potentiels d'oxydoréduction des couples en présence, représentés sur l'échelle de la figure 3.2, et la différence d'énergie de Gibbs, donnée en tableau 3.1, le fluorure d'hydrogène peut réagir avec UF_3 selon la réaction :

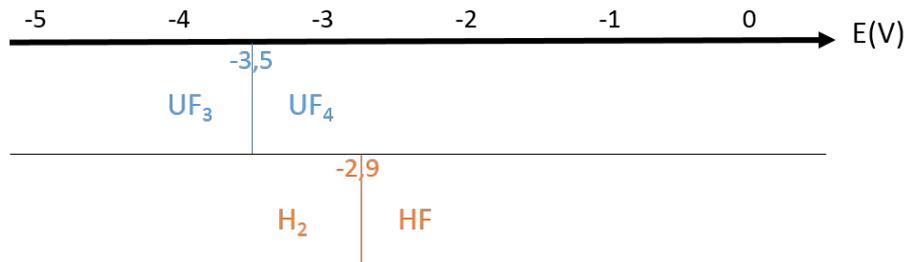
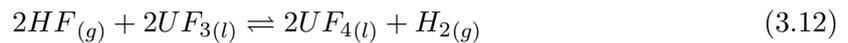


FIGURE 3.2 – potentiels standards des couples oxydant/réducteur

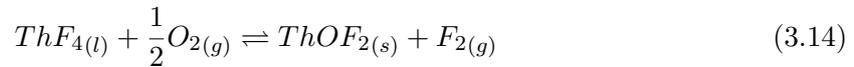
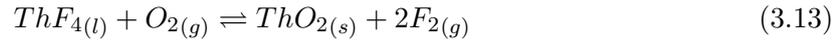
La réaction 3.12 possède une constante d'équilibre très élevée à $700^\circ C$, d'environ $7,06 \cdot 10^6$ d'après les données du tableau 3.1. Le trifluorure d'uranium réduit donc HF produisant du dihydrogène. Celui-ci se dilue dans le gaz de balayage. D'une part, cette réaction a un effet positif sur le déroulement de l'accident puisqu'elle permet de limiter la quantité de fluorure d'hydrogène et contribue à réduire le nombre de moles de gaz. D'autre part, l'apparition de dihydrogène peut être problématique pour la sûreté du système. Toutefois, le potentiel dépend

du rapport $\frac{HF}{H_2}$. La production de dihydrogène contribue ainsi à la diminution du potentiel et au décalage de la réaction vers la gauche. De plus, son avancement est limité par la faible proportion d' UF_3 présent dans le sel. En effet, le rapport $\frac{UF_3}{UF_4}$ est d'environ 1/60. La charge initiale du réacteur en uranium 233 est de 5060 kg [50]. En supposant que l'ensemble de l'uranium présent sous la forme d' UF_3 , participe à cette réaction, la production maximale de dihydrogène serait seulement de 360 g.

Même si les causes exactes d'une entrée d'eau dans le circuit combustible ne sont pas clairement identifiées, l'évènement « entrée d'eau dans le circuit combustible » a été retenu en tant qu'évènement limitant dans la liste des évènements initiateurs au chapitre 2 car il présente, de par les réactions chimiques qu'il provoque et la montée en pression qui en résulte, un intérêt important pour l'analyse de sûreté du concept.

Contact sel combustible - dioxygène gazeux

Dans l'hypothèse d'une entrée d'air dans le circuit combustible (ou les réservoirs de stockage du combustible), les réactions suivantes sont envisageables entre le dioxygène de l'air et le sel combustible :



Les valeurs de ΔG associées à ces deux réactions sont données dans le tableau 3.2. Elles sont positives pour toute température du sel comprise entre 600 et 1100°C, ces réactions sont donc thermodynamiquement impossibles. Pour valider cette affirmation, il faudrait vérifier que le sel combustible se trouve dans des conditions proches des conditions standards de référence.

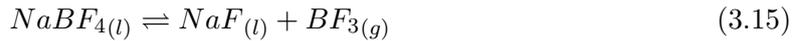
Réaction	ΔG	Intervalle de validité [°C]
$ThF_4 + O_2 = ThO_2 + 2F_2$	$833,5 - 0,1011T$ [°C] 762,7	600-1100 700
$ThF_4 + \frac{1}{2}O_2 = ThOF_2 + F_2$	$415,0 - 0,0501T$ [°C] 379,9	600-1100 700

TABLE 3.2 – Relations obtenues pour l'énergie de Gibbs associée à différentes réactions envisageables lors d'une entrée de dioxygène dans le circuit combustible

En considérant uniquement les réactions ci-dessus, une entrée d'air dans le circuit combustible ne présente *a priori* pas de risque de précipitation des matières fissiles et fertiles ni de montée en pression due à une production de gaz. Toutefois, l'étude doit être poursuivie en envisageant d'autres réactions impliquant les matières fissiles et fertiles. Les études expérimentales réalisées dans [84] font apparaître une diminution de la quantité de UF_4 en solution en présence d'oxygène ce qui signifie probablement qu'il a précipité. D'autre part, les réactions impliquant les autres éléments susceptibles de se trouver dans le sel, tel que l'oxydation de l'iode I^- en I_2 gazeux, doivent être considérées.

Contact sel combustible - sel intermédiaire

Comme énoncé au chapitre 1, les différents sels envisagés comme fluide intermédiaire sont le fluoroborate de sodium ($92\text{NaBF}_4\text{-}8\text{NaF}$) et les fluorures de lithium suivants : FLiNaK , LiF-ZrF_4 et FLiBe . L’option actuellement favorisée est celle du fluoroborate de sodium. Ces sels sont chimiquement compatibles avec le sel combustible et leur mise en contact n’entraîne *a priori* aucune réaction chimique. Par conséquent, l’évènement « Rupture d’une plaque / d’un canal d’un des échangeurs de chaleur entre le combustible et l’intermédiaire », qui provoque l’entrée en contact des sels combustible et intermédiaire, n’a pas été retenu pour la famille « Perte du contrôle de la composition chimique du sel ». Cependant, le sel combustible étant à une température plus élevée que le sel intermédiaire, il est intéressant de savoir comment se comportent les différents sels intermédiaires envisagés lors d’une élévation de leur température. Le FLiNaK , le LiF-ZrF_4 et le FLiBe ne subissent *a priori* pas de phénomènes de dissociation lors d’une augmentation de température et leur température d’ébullition est très supérieure à la température de fonctionnement du combustible. Par contre, la réaction suivante peut être envisagée pour le NaF-NaBF_4 :



L’évolution de la différence d’énergie de Gibbs associée à ce système en fonction de la température est présentée sur la figure 3.3.

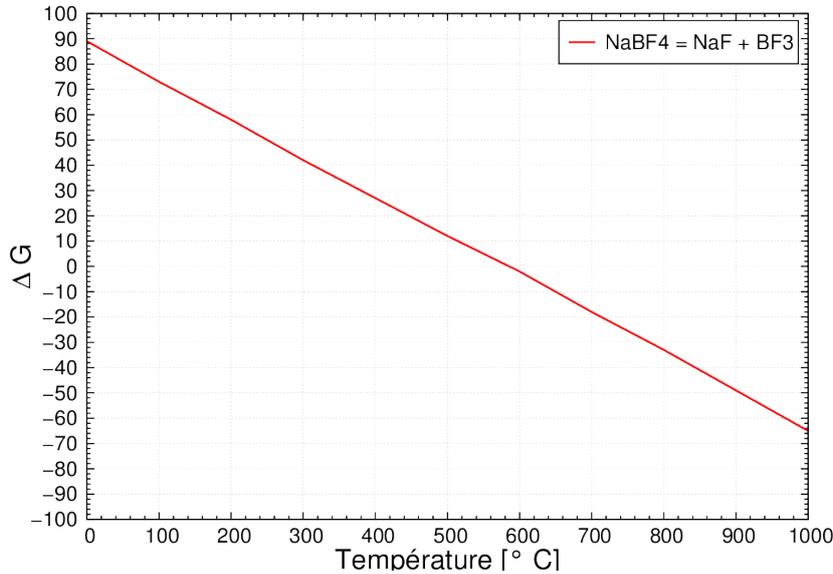


FIGURE 3.3 – Évolution de la différence d’énergie de Gibbs avec la température

La valeur de ΔG devient inférieure à zéro quand la température atteint environ 585°C . La température moyenne du combustible en fonctionnement normal étant supérieure ou égale à 700°C , la réaction de dissociation peut en effet se produire lors d’un contact entre le sel intermédiaire et le sel combustible. Dans [43], la formule suivante est proposée pour le calcul de la pression vapeur pour le mélange $\text{NaF} - \text{NaBF}_4$ (8-92% molaire) :

$$\log_{10}(P[\text{Pa}]) = 11,638 - \frac{6550}{T[\text{K}]} \tag{3.16}$$

A 700°C, une pression vapeur de 0,8 bar est obtenue. Dans le cas d'une rupture de plaque d'échangeur de chaleur entre le combustible et l'intermédiaire, cette valeur peut s'interpréter de plusieurs façons. S'il n'y a pas de phase gazeuse, alors la formation de bulles de gaz ne se produira que si la pression dans les circuits est inférieure à 0,8 bar. Si, au contraire, il y a une phase gazeuse (par exemple, en raison du bullage dans le circuit combustible), alors la production de BF_3 viendra grossir cette phase gazeuse. La pression obtenue, de 0,8bar, est relativement faible comparée à la pression dans le circuit combustible (en raison de la pression hydrostatique du combustible). Ainsi, l'évènement « Rupture d'une plaque / d'un canal d'un des échangeurs de chaleur entre le combustible et l'intermédiaire » n'a pas été retenu en tant qu'évènement initiateur dans la famille « Perte du contrôle de la pression dans le circuit combustible ». Toutefois, cet évènement doit être étudié pour ses conséquences en terme de perte de confinement du combustible et se trouve à ce titre dans la famille « Perte d'étanchéité du circuit combustible ».

Remarques sur l'évaluation des risques associés au contact entre le sel combustible et des fluides étrangers

Les calculs proposés ici se basent sur plusieurs hypothèses et simplifications qu'il est utile de rappeler :

- l'évaluation de la différence d'énergie de Gibbs est faite dans les conditions standards. Pour valider ces calculs, il faudra vérifier que le sel combustible se trouve en effet dans des conditions proches des conditions standards.
- les solutions sont considérées comme des solutions idéales ce qui permet d'assimiler l'activité des composants en solution à leur concentration dans le mélange. Or, UF_4 peut former avec LiF des complexes comme $LiF - UF_4$ ou $7LiF - 6UF_4$. L'activité réelle de UF_4 est donc probablement inférieure à celle qu'il aurait si la solution était idéale. Ainsi, les calculs réalisés tendent à maximiser le risque et forment des cas enveloppes. Le logiciel FactSage [85] peut être utilisé pour calculer les activités des différents éléments du combustible. Les activités obtenues sont de $6,0 \cdot 10^{-3}$ pour le ThF_4 et de $6,2 \cdot 10^{-4}$ pour l' UF_4 , soient des valeurs très inférieures à celles utilisées dans les calculs précédents. De plus, les activités ont été mesurées expérimentalement dans la thèse de Gabriela Duran-klic [84] pour UF_3 et UF_4 et dans la thèse de Davide Rodrigues [86] pour ThF_4 . Les calculs présentés ici doivent être refaits avec ces résultats pour plus de précision.
- les réactions ont été étudiées de manière individuelle et analytique. Pour connaître l'évolution globale du système, des études tenant compte de toutes ces réactions simultanément devraient être menées en utilisant, par exemple, un code de thermodynamique adapté.

Il est à noter qu'aucune réaction chimique fortement exothermique n'a pour l'instant été identifiée pour le MSFR, ce qui est un point positif pour la sûreté du concept.

3.2.3 Question de l'explosion vapeur

L'explosion vapeur est un phénomène de vaporisation rapide se produisant lorsqu'un liquide froid volatil (de l'eau dans le cas présent) entre en contact avec un liquide chaud dont la température est très supérieure à sa température d'ébullition. Ce phénomène n'est pas systématique et dépend des propriétés du liquide chaud et de la façon dont les deux fluides

sont mis en contact. En pratique, les explosions sont plus probables lorsque le fluide chaud est dispersé dans le fluide froid. L'eau se vaporise autour des gouttes de liquide chaud. Si une perturbation, même petite, vient fragmenter le mélange, la surface des deux fluides augmente ainsi que le taux de vaporisation. La partie fragmentée génère alors une surpression qui va fragmenter les gouttes voisines entraînant un processus de réaction en chaîne.

Ce cas est donc très différent du scénario étudié dans la sous-section 3.2.2 dans lequel de l'eau à l'état gazeux entre en faible quantité dans le circuit combustible. Pour qu'une explosion vapeur ait éventuellement un risque de se produire dans le MSFR, il faudrait que le sel combustible entre en contact avec une grande quantité d'eau liquide. De plus, l'entrée en contact doit être violente pour générer la dispersion du sel dans l'eau. Cette situation ne peut être le résultat que d'une séquence accidentelle relativement complexe issue d'un cumul de plusieurs initiateurs. Par exemple, la séquence suivante pourrait être imaginée : suite à une brèche, le réservoir d'eau pour le refroidissement de l'EDS se déverse dans le core catcher ; puis, un évènement entraîne une fuite importante du sel combustible vers le core catcher.

S'il est certain que l'entrée en contact du combustible avec de l'eau à l'état liquide conduit bien à une interaction et à la production de vapeur d'eau, la nature explosive de cette interaction n'est pas avérée. Le phénomène de l'explosion vapeur est difficilement modélisable et quantifiable et il n'est actuellement pas ou peu connu pour les sels fondus. Des études théoriques, numériques et expérimentales pourraient être envisagées pour évaluer le risque associé. Une autre solution consiste à éliminer ce risque en diminuant au maximum sa probabilité d'occurrence. Dans cette optique, des solutions de design sont présentées dans le chapitre 6 pour éliminer tout risque d'explosion vapeur par le design.

3.3 Évaluation des rejets radiologiques : le cas du tritium

Le tritium est un élément radioactif émetteur β^- avec une demi-vie de 12,3 ans. Bien qu'il ne possède pas un temps de vie spécifiquement long, il fait partie des éléments dont la production est indésirable car, étant très mobile, son confinement est difficile. Comme déjà mentionné dans les rapports d'Oak Ridge, l'emploi du lithium dans les réacteurs à sels fondus favorise son apparition [87, 88] et sa production doit donc être évaluée.

3.3.1 Production de tritium dans le MSFR

Des études antérieures ont permis d'évaluer la production de tritium dans différents concepts de RSF. La production de tritium dans le MSBR, réacteur de 2500 MW_{th} fonctionnant en spectre neutronique thermique, a été estimée entre 282 g/an (pour un inventaire initial) et 54 g/an (pour un inventaire à l'équilibre) [12]. Dans le TMSR-NM, réacteur de 2500 MW_{th} fonctionnant en spectre rapide cette production s'élève à 166 g/an [74]. Finalement, la production de tritium dans le MSFR, calculée dans [50], est de 0,18 mol/jour soit 197 g/an. Ce dernier calcul a été fait pour un réacteur de cœur cylindrique de 9 m³.

Une réévaluation de la production de tritium dans le MSFR est proposée ici. La composition du sel combustible donnée dans le tableau 1.2 est utilisée ; celle-ci correspond à une composition initiale critique pour un démarrage du réacteur à l'uranium 233. La géométrie du cœur utilisée est la géométrie de référence du projet SAMOFAR présentée en chapitre 1.

La production de tritium dans le MSFR venant majoritairement de la réaction des neutrons sur le lithium (les autres sources de production, telles que la fission ternaire, sont négligeables vis à vis de cette dernière), seules les réactions sur les deux isotopes du lithium, ${}^6\text{Li}$ et ${}^7\text{Li}$, sont étudiées ici. Les autres sources de production sont la fission ternaire et la réaction (n,t) sur le ${}^{19}\text{F}$ qui représentent moins de 2% de la production totale [12]. Les sections efficaces microscopiques de production de tritium sur le lithium 6, $\sigma_{\text{Li6},\text{Xt}}$, et sur le lithium 7, $\sigma_{\text{Li7},\text{Xt}}$, sont calculées avec le code Monte Carlo Serpent 2 [29]. Les statistiques utilisées sont de 500000 neutrons source par cycle, 100 cycles inactifs et 500 cycles actifs. Ces statistiques permettent d'obtenir la convergence du k_{eff} et de l'entropie de Shannon. Deux bases de données sont comparées : ENDF/B-VII.0 et JEFF-3.1.1. Les résultats obtenus sont présentés dans le tableau 2.

	JEFF-3.1.1	ENDF/B-VII.0
$\sigma_{(\text{Li6},\text{Xt})}$ (barns)	1,448	1,433
$\sigma_{(\text{Li7},\text{Xt})}$ (barns)	4,911.10-4	1,763.10-3

TABLE 3.3 – Sections efficaces microscopiques de production du tritium

Une sensibilité aux bases de données très forte est observée pour la production de tritium sur le lithium et en particulier pour la production sur le lithium 7. Les sections efficaces du ${}^6\text{Li}$ et du ${}^7\text{Li}$ en fonction de l'énergie des neutrons sont tracées respectivement sur les figures 3.7 et 3.8 grâce au logiciel *Java-based nuclear information software* (JANIS) [89]. Si les données d'ENDF/B.VII.0 et JEFF-3.1.1 correspondent bien pour le lithium 6, les différences sont conséquentes pour le lithium 7.

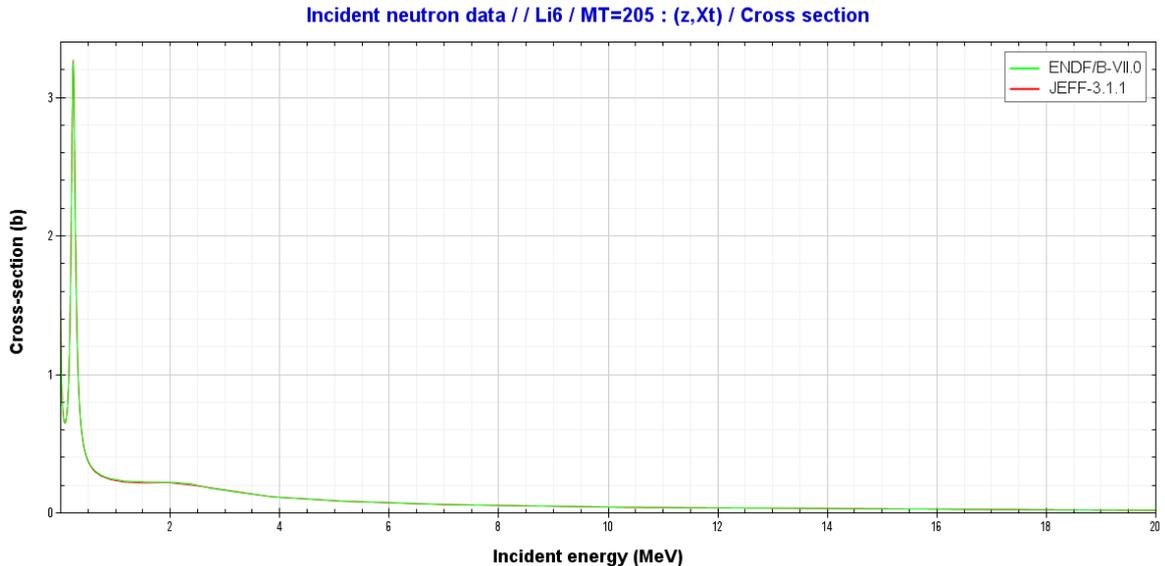


FIGURE 3.4 – Section efficace microscopique de production de tritium par réaction sur le ${}^6\text{Li}$ avec les bases de données ENDF/B-VII.0 et JEFF-3.1.1

Le taux de production de tritium en nombre d'atomes par seconde est évalué de la manière

3.3. ÉVALUATION DES REJETS RADIOLOGIQUES : LE CAS DU TRITIUM

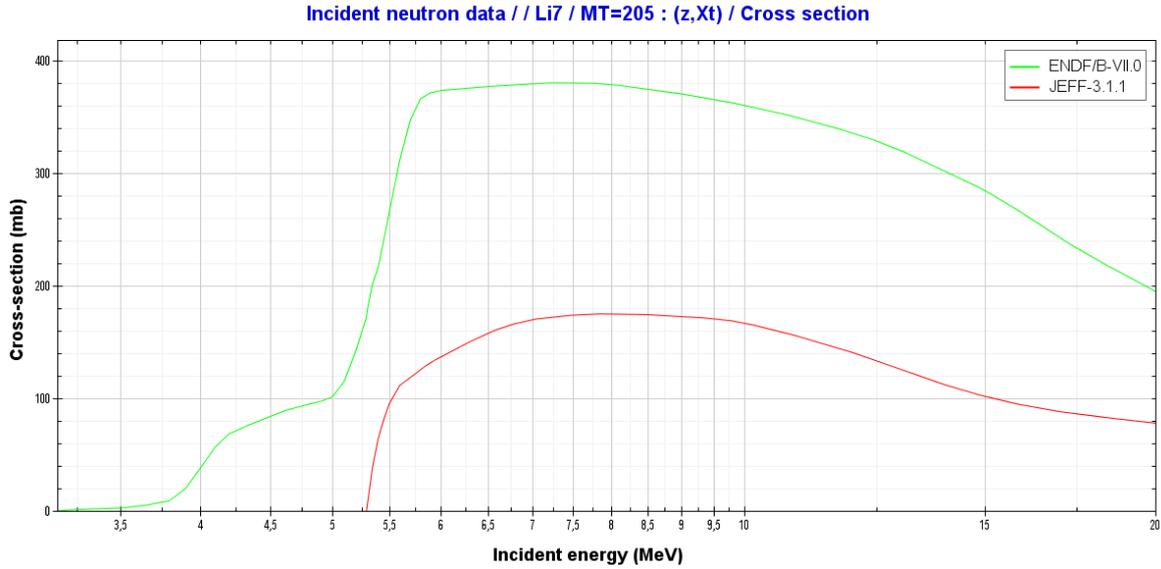


FIGURE 3.5 – Section efficace microscopique de production de tritium par réaction sur le ${}^7\text{Li}$ avec les bases de données ENDF/B-VII.0 et JEFF-3.1.1

suivante :

$$\tau_{t,at/s} = \sigma_{Li_k,Xt} \cdot N_{Li_k} \cdot V \cdot \Phi \quad (3.17)$$

Avec V le volume du cœur, Φ le flux neutronique et $k = 6$ ou 7 . Pour plus de lisibilité, ce taux de production est exprimé dans le tableau 3.4 en moles par jour et en grammes par an. La production de tritium totale obtenue est de 66 g/an avec JEFF-3.1.1 et de 215 g/an avec ENDF/B-VII.0. Ces valeurs correspondent à la production d'un réacteur de 3GW_{th} . En supposant un rendement de 45%, la production est comprise entre 49 g/an/GWe et 160 g/an/GWe. L'évaluation de la production de tritium pouvant varier d'un facteur trois selon la base de données utilisée, on peut seulement affirmer que celle-ci est de l'ordre d'une centaine de grammes par an et par GWe.

	JEFF-3.1.1	ENDF/B-VII.0
Production journalière sur le lithium 6 (mol/jour)	0,00776	0,00779
Production journalière sur le lithium 7 (mol/jour)	0,05264	0,18901
Production totale journalière (mol/jour)	0,06039	0,19680
Production totale annuelle (g/an)	66,13	215,49

TABLE 3.4 – Production de tritium évaluée pour le MSFR avec les bases de données JEFF-3.1.1 et ENDF/B-VII.0

Dans [12], les inventaires de ${}^6\text{Li}$, ${}^7\text{Li}$ et la production de tritium sont évalués avec un sel initial et avec un sel à l'équilibre pour le concept MSBR. L'inventaire de ${}^7\text{Li}$, qui est l'isotope majoritaire dans la composition du combustible, varie peu au cours du temps et il en va de même pour la production de tritium sur le ${}^7\text{Li}$ (avec une variation inférieure au gramme par

an). Au contraire, l'inventaire de ${}^6\text{Li}$ et le taux production de tritium associé diminuent. Dans le MSBR, la production de tritium sur ${}^6\text{Li}$ représente 76% de la production au démarrage et 36% à l'équilibre; la production de tritium total est donc très sensible aux variations de l'inventaire en ${}^6\text{Li}$. Dans le MSFR, l'inventaire de ${}^6\text{Li}$ diminue également au cours du temps; cette évolution est visible sur la figure 3.6 où l'inventaire de ${}^6\text{Li}$ a été obtenu avec le code Règles pour les calculs d'Evolution avec MCNP (REM) décrit en annexe A. Toutefois, la production de tritium sur ${}^6\text{Li}$ dans le MSFR ne représente que 4 à 13% de la production totale au démarrage selon la base de données utilisée. En effet, la section efficace de ${}^6\text{Li}$ diminue avec l'énergie des neutrons alors que la réaction des neutrons sur ${}^7\text{Li}$ est favorisée aux hautes énergies. Ainsi, la production de tritium dans le MSFR devrait être moins sensible à la baisse de l'inventaire de ${}^6\text{Li}$ et donc plus stable au cours du temps que pour le MSBR. Cette hypothèse est à vérifier en réalisant le même calcul avec la composition à l'équilibre.

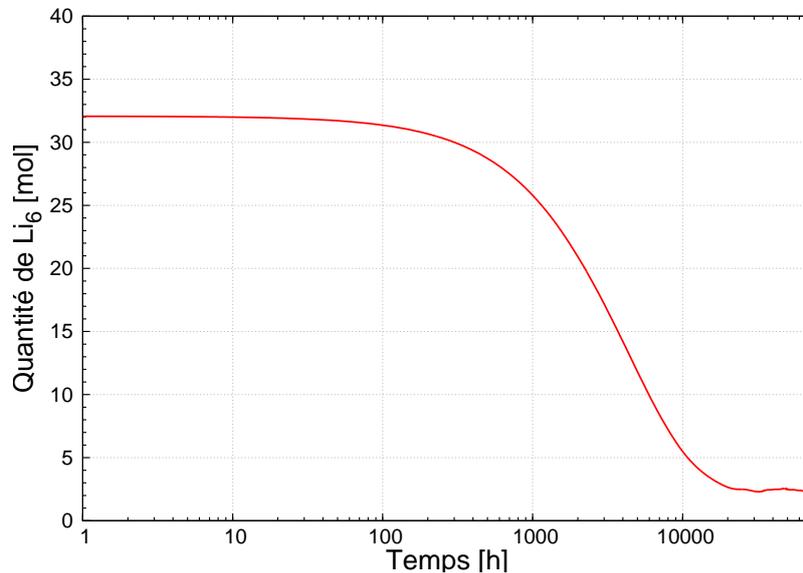


FIGURE 3.6 – Évolution de la quantité de Li_6 dans le MSFR

3.3.2 Comparaison avec les autres réacteurs

Dans les REPs, le tritium est principalement produit [90] :

- dans le caloporteur, notamment par activation du bore (introduit dans le circuit primaire sous la forme d'acide borique) et du lithium (introduit dans le circuit primaire sous la forme de lithine) à hauteur d'environ 37 TBq/GWe/an;
- dans le combustible en raison des fissions ternaires à hauteur d'environ 520 TBq/GWe/an.

En considérant l'activité du tritium égale à 356 TBq/g [91], la production totale peut être évaluée à environ 1,56 g/an/GWe. Il est à noter qu'une faible proportion de tritium est aussi produite par réactions d'activation neutronique sur le bore 10 présent dans les barres de contrôle, sur l'hélium de mise en pression des crayons combustibles et sur le béryllium des grappes sources secondaires; ces sources n'ont pas été prises en compte dans ce calcul. Dans les réacteurs à eau lourde de type *CANada Deuterium Uranium* (CANDU), 90000 TBq/GWe/an sont produits dans l'eau lourde[90], soit 252 g/an/GWe. Quelle que soit la base de données

3.4. CONCLUSION

utilisée, la production de tritium dans le MSFR est donc inférieure à celle d'un CANDU et largement supérieure à celle d'un REP.

3.3.3 Pistes pour limiter les rejets de tritium

La quantité de tritium évaluée précédemment correspond à la production dans le MSFR. Pour limiter les rejets de tritium, on peut d'une part limiter sa production et d'autre part améliorer son confinement. Pour limiter la production de tritium, il est envisagé, dans le MSFR, d'enrichir en ${}^7\text{Li}$ le lithium présent dans le sel combustible. Dans les simulations précédentes, le lithium est enrichi à 99,995% en lithium 7. Il est probable que le tritium soit en partie entraîné par le gaz de bullage. Dans ce cas favorable, le tritium se retrouverait alors dans l'unité de retraitement des gaz et pourrait être en partie piégé dans le fluide de retraitement. Une autre partie du tritium va probablement diffuser dans les matériaux de structure du circuit combustible. Une solution pour améliorer le confinement du tritium consiste, par exemple, à utiliser un fluide intermédiaire capable de retenir du tritium. C'est le cas du fluoroborate [92] qui est envisagé comme sel intermédiaire pour le MSFR.

3.4 Conclusion

Les études de chimie présentées ici ont permis de justifier certains des choix faits au chapitre 2 concernant la sélection et la classification des événements initiateurs de la famille « perte de contrôle de la composition chimique du sel ». Ainsi la corrosion des structures peut être issue d'une déviation du potentiel chimique qui peut provenir, soit de la défaillance d'un système permettant son contrôle (« incapacité à contrôler/ajuster la composition chimique du sel », « défaillance du système mesurant le potentiel redox » ou « arrêt involontaire du système de bullage »), soit de l'entrée d'éléments extérieurs dans le sel combustible (« entrée d'impuretés impactant le potentiel redox »). L'étude des contacts entre le sel combustible et d'autres fluides a montré que l'entrée d'eau à l'état gazeux conduit à la production de HF et de H_2 . Il en découle une augmentation de la pression dans le circuit combustible ainsi que des risques de corrosion et de rejets toxiques. D'autre part, l'entrée en contact du combustible (en cas de brèche entraînant la chute du combustible) avec un grand volume d'eau liquide entraîne une augmentation de pression due à la vaporisation de l'eau et pourrait mener à un phénomène d'explosion vapeur. Toutefois, ce phénomène n'a pas été suffisamment étudié pour les sels fondus pour qu'une conclusion soit donnée. Pour mieux prévenir ce risque, une solution consiste à remplacer tous les systèmes fonctionnant avec de l'eau et se trouvant dans l'enceinte réacteur par des systèmes sans eau. Des options de design sont proposées en ce sens au chapitre 6. Par la suite, les autres sources possibles d'eau devront être recensées en prenant également en compte les systèmes en interface avec les systèmes se trouvant dans l'enceinte réacteur. Enfin, le risque de réaction entre l'eau et le sel intermédiaire doit aussi être examiné. Il est à noter qu'aucune réaction chimique fortement exothermique, susceptible de se produire dans le circuit combustible lorsque le réacteur est en fonctionnement, n'a pour l'instant été identifiée pour le MSFR. C'est un point positif pour la sûreté du concept.

Les calculs réalisés montrent que la quantification de la production de tritium dans le MSFR possède une grande incertitude due aux bases de données. Depuis la réalisation des études présentées dans ce chapitre, de nouvelles versions des bases de données JEFF et ENDF ont été publiées (JEFF-3.3 en novembre 2017 et ENDF/B-VIII.0 en février 2018). Les sections

efficaces du ${}^6\text{Li}$ et du ${}^7\text{Li}$ en fonction de l'énergie des neutrons sont tracées respectivement sur les figures 3.7 et 3.8 pour les bases de données JEFF-3.1.1, JEFF-3.3, ENDF/B-VII.0 et ENDF/B-VIII.0. Peu de différences sont visibles pour la section efficace de ${}^6\text{Li}$ entre les

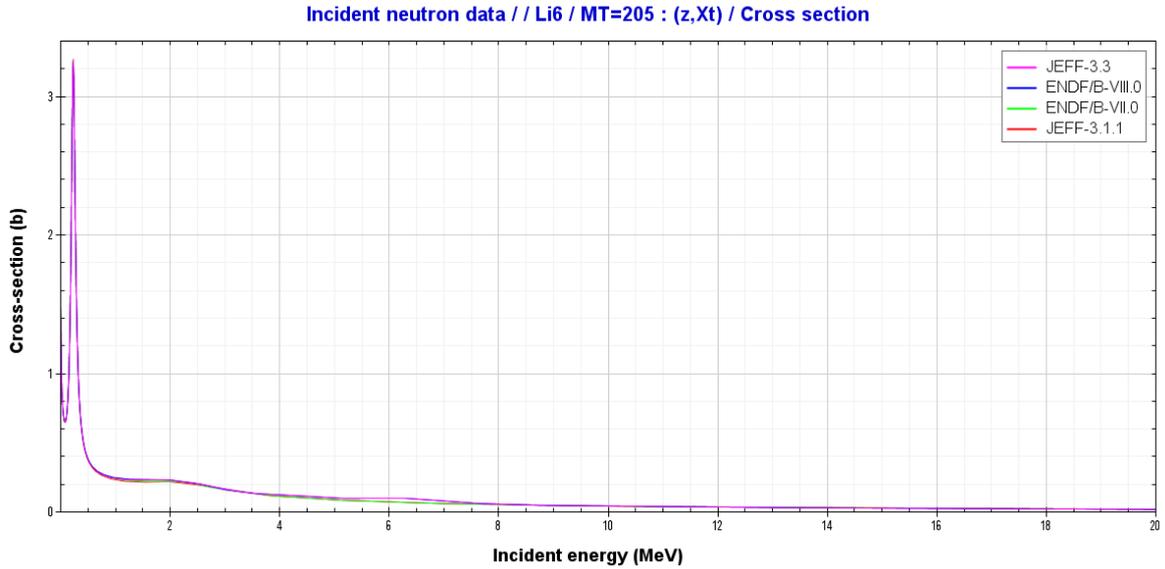


FIGURE 3.7 – Section efficace microscopique de production de tritium par réaction sur le ${}^6\text{Li}$ avec les bases de données JEFF-3.1.1, JEFF-3.3, ENDF/B-VII.0 et ENDF/B-VIII.0

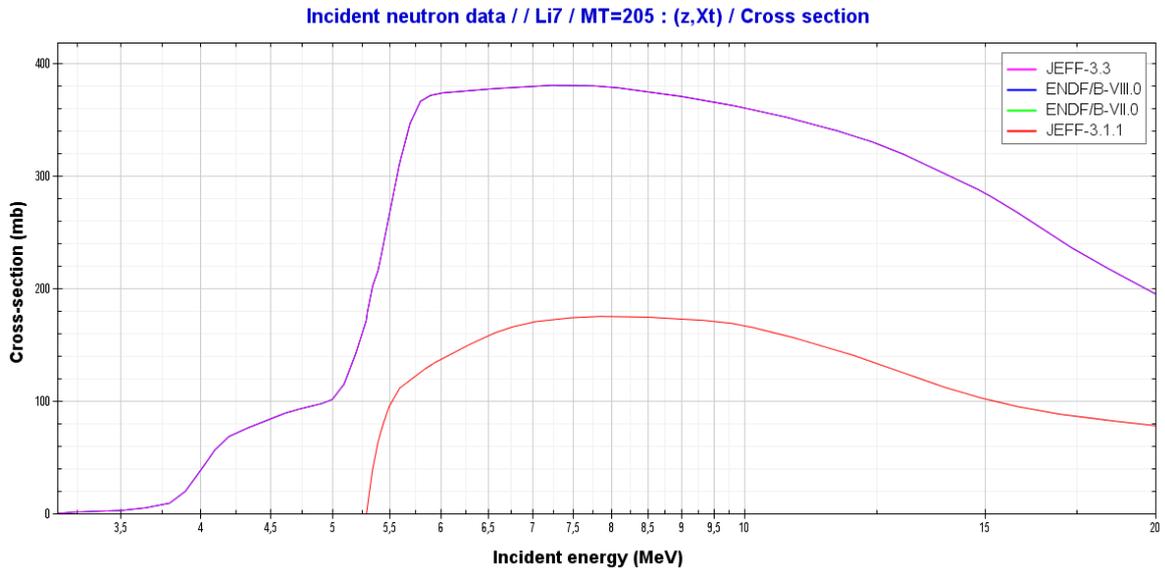


FIGURE 3.8 – Section efficace microscopique de production de tritium par réaction sur le ${}^7\text{Li}$ avec les bases de données JEFF-3.1.1, JEFF-3.3, ENDF/B-VII.0 et ENDF/B-VIII.0

anciennes et les nouvelles bases de données mais pour ${}^7\text{Li}$, la base de donnée JEFF-3.3 donne

3.4. CONCLUSION

désormais des résultats proches de ceux de ENDFB-VII.0 et ENDFB-VIII.0. Au vue de l'évaluation actuelle des données nucléaires, la production de tritium calculée dans ce chapitre avec ENDF/B-VII.0, de 160 g/an/GWe, semble être plus correcte que celle évaluée avec JEFF-3.1.1. Pour s'en assurer, les calculs devront être refaits avec les nouvelles bases de données. La production de tritium du MSFR est donc évaluée inférieure à celle d'un CANDU mais supérieure à celle d'un REP. Une étude plus large des rejets radiologiques doit être menée en intégrant d'autres éléments en plus du cas spécifique du tritium. Ces rejets doivent être étudiés en fonctionnement normal mais également, et surtout, en cas d'accident de manière à pouvoir quantifier le terme source du réacteur. Dans ce cadre, des études sont réalisées dans le projet SAMOFAR, pour évaluer la capacité du sel à retenir certains éléments lors d'une élévation de la température du combustible [59].

Les études réalisées dans ce chapitre donnent des pistes concernant le choix du sel intermédiaire. Du point de vue des rejets de tritium, le fluoroborate de sodium permet de retenir une partie du tritium produit et est donc favorable. D'autre part, en cas de contact avec le sel combustible, le fluoroborate peut conduire, en raison de l'élévation de sa température, à une production de BF_3 à l'état gazeux. Cette réaction de dissociation, qui n'existe pas dans le cas des autres sels intermédiaires envisagés, joue en défaveur du fluoroborate de sodium.

Chapitre 4

Étude des risques neutroniques et thermohydrauliques

Ce chapitre vise à étudier certains des évènements initiateurs du MSFR et en particulier, les évènements donnant lieu à des transitoires impliquant la neutronique et la thermohydraulique. Dans ce cadre, un code système a été développé. Il est présenté ainsi que sa comparaison avec un code multiphysique plus précis. Ensuite, différents transitoires sont étudiés dans le but d'en quantifier les conséquences.

Sommaire

4.1	Introduction	112
4.2	Le code système PANDAS	113
4.2.1	Equations résolues	113
4.2.2	Méthodes numériques et discrétisation des équations	120
4.2.3	Géométrie modélisée	121
4.2.4	Obtention et caractérisation de l'état stationnaire	123
4.3	Le code multi-physique TFM-OpenFOAM	127
4.3.1	Description de TFM-OpenFOAM	127
4.3.2	Comparaison entre PANDAS et TFM-OpenFOAM	129
4.4	Étude de transitoires incidentels et accidentels	132
4.4.1	Définition des critères de sûreté	132
4.4.2	Insertion de réactivité	133
4.4.3	Sur-refroidissement du combustible	137
4.4.4	Perte de l'extraction de chaleur	139
4.4.5	Perte de débit du sel combustible	142
4.5	Conclusion et perspectives	146

4.1 Introduction

L'application au MSFR de la deuxième étape de la méthodologie d'analyse de sûreté a permis d'identifier une liste d'évènements initiateurs à étudier qui est présentée au chapitre 2. L'étape suivante vise à définir des systèmes de protection. Afin de proposer des systèmes adaptés, les conséquences des différents évènements initiateurs doivent être quantifiées. Après l'évaluation des risques chimiques présentée au chapitre 3, nous proposons ici d'évaluer les conséquences de certains des évènements initiateurs donnant lieu à des transitoires impliquant la neutronique et la thermohydraulique du réacteur.

La neutronique et la thermohydraulique étant deux physiques très couplées dans un réacteur nucléaire, il est nécessaire d'utiliser des outils permettant de rendre compte de ce couplage lors des transitoires. De plus, les spécificités du MSFR, dont certaines ont été listées en début de chapitre 2, impliquent le développement d'outils numériques adaptés. De ce fait, différents outils de simulations couplant neutronique et thermohydraulique ont été développés ou adaptés pour simuler le MSFR ou plus largement les réacteurs à sels fondus. Certains codes offrent une discrétisation 3D de la géométrie et visent à apporter une information locale relativement précise. Ils sont généralement utilisés pour simuler uniquement le cœur ou le circuit combustible du réacteur. Par exemple :

- TFM-OpenFOAM couple l'approche *Transient Fission Matrix* (TFM) [93, 94] pour la neutronique et le code de *Computational Fluid Dynamics* (CFD) OpenFOAM [95] pour la thermohydraulique. Il peut être utilisé pour la simulation de différents concepts de réacteurs nucléaires et a en particulier servi à simuler le MSFR [34]. Il a été initialement développé au LPSC/CNRS pendant la thèse d'Axel Laureau [34].
- COUPLE [96] est basé sur la diffusion neutronique multi-groupes et résout les équations de Navier-Stokes pour la thermohydraulique. Il a été développé au KIT pour l'étude des transitoires des réacteurs à sel fondus et a été utilisé pour l'étude de certains transitoires incidentels et accidentels du MSFR pendant la thèse de Mariya Brovchenko [40].
- SIMMER [97] couple la thermohydraulique, le transport neutronique (avec une méthode quasi-statique améliorée) et la description des matériaux dont il permet de simuler le changement d'état (fusion/solidification). Il a été initialement développé pour l'étude des réacteurs à métaux liquides. Une version a ensuite été adaptée à l'étude des RSF par les équipes du KIT.
- Différents solveurs basés sur OpenFOAM et dans lesquels les équations de la diffusion neutronique sont implémentées ont été développés pour l'étude des réacteurs à sels fondus. Par exemple, un solveur de diffusion [98] a été développé à l'école polytechnique de Milan (POLIMI) et utilisé pour l'étude des transitoires du MSFR [99, 100].

A la différence de ces outils, les codes systèmes permettent d'avoir une vision plus globale du réacteur en simulant généralement plusieurs circuits et leurs interactions. Pour simuler un plus vaste domaine d'espace tout en limitant les temps de calculs, ils sont généralement basés sur des modèles simplifiés. Des codes systèmes ont également été développés pour simuler les réacteurs à sels fondus. Par exemple :

- LiCore utilise l'approche de Cinétique Point par Zone (CPZ) pour la neutronique et des modèles de thermohydraulique simplifiés. Ce code, fonctionnant en temps réel, est développé au LPSC/CNRS, plus particulièrement pour l'étude du pilotage et la définition des procédures de fonctionnement normal du MSFR, et est utilisé dans le

projet européen SAMOFAR [101, 102, 34, 103].

- PANDAS est un code système basé sur la diffusion neutronique à un groupe en énergie et utilisant des modèles de thermohydraulique simplifiés. Il a été développé dans le cadre de cette thèse pour l'étude de la sûreté du MSFR.
- FAST est basé sur le code TRACE pour la thermohydraulique et sur la cinétique point pour la neutronique. Il est développé au Paul Scherrer Institut pour étudier les principaux concepts de réacteurs nucléaires de quatrième génération à spectre neutronique rapide. Il a été utilisé pour simuler différents transitoires du MSRE [104].

Tous ces codes font apparaître le couplage neutronique - thermohydraulique et prennent en compte les spécificités des RSF tels que le mouvement du sel combustible et des précurseurs de neutrons retardés. Seuls les codes directement en lien avec les études réalisées dans cette thèse sont présentés ici. Ainsi, le code système PANDAS, qui a été développé pendant cette thèse, est décrit dans la sous-section 4.2. Les résultats de ce code ont été vérifiés en les comparant à ceux du code TFM-OpenFOAM. Ce dernier, ainsi que la comparaison entre les codes, est présenté en sous-section 4.3. Enfin, dans la section 4.4, les transitoires associés à certains des évènements initiateurs sont simulés grâce au code PANDAS afin de pouvoir en quantifier les conséquences et définir par la suite des dispositifs de sûreté adaptés.

4.2 Le code système PANDAS

Le code système *Precursors Advection and Neutronic Diffusion System code* (PANDAS) a été développé dans le cadre de cette thèse dans le but de simuler, à l'échelle système, des transitoires incidentels et accidentels du MSFR impliquant un couplage entre la neutronique et la thermohydraulique. Il se base sur une démarche progressive, les modèles les plus simples et les plus directs sont implémentés prioritairement et sont raffinés par la suite lorsque cela est nécessaire. Pour la neutronique, le code se base sur la théorie de la diffusion neutronique. Il prend en compte le mouvement des précurseurs de neutrons retardés et la production de puissance résiduelle dans l'ensemble du combustible. Des modèles simplifiés sont implémentés pour le mouvement des fluides et les transferts thermiques. Les équations résolues pour les deux physiques sont présentées en sous-section 4.2.1 et leur discrétisation en sous-section 4.2.2. PANDAS permet de simuler le circuit combustible, l'échangeur combustible-intermédiaire, le circuit intermédiaire et l'échangeur intermédiaire-conversion. La géométrie simulée et les différents modes de fonctionnement sont plus précisément décrits en sous-section 4.2.3. Avant la réalisation des transitoires, un état stationnaire doit être obtenu. L'état stationnaire et son obtention sont présentés en sous-section 4.2.4.

4.2.1 Equations résolues

Neutronique

Le modèle neutronique implémenté se base sur la théorie de la diffusion. Celle-ci est applicable si les conditions suivantes sont respectées [105] :

- Le milieu doit être principalement diffusif, c'est à dire que la section efficace macroscopique de diffusion Σ_s doit être très supérieure à la section efficace macroscopique

CHAPITRE 4. ÉTUDE DES RISQUES NEUTRONIQUES ET THERMOHYDRAULIQUES

d'absorption Σ_a . Dans le MSFR, $\Sigma_a \approx 7,9 \cdot 10^{-3} \text{ cm}^{-1}$ et $\Sigma_s \approx 3,5 \cdot 10^{-1} \text{ cm}^{-1}$. Cette première hypothèse est donc vérifiée.

- Le volume étudié doit se situer loin des singularités tels que les bords du domaine, les sources ou les absorbants forts. La composition du sel combustible du MSFR est considérée homogénéisée grâce à son mouvement turbulent et il n'y a pas d'absorbants locaux ni de sources de fissions locales. De plus, le libre parcours moyen λ_s est d'environ 2,8 cm, soit très inférieur aux dimensions du cœur du réacteur. La deuxième hypothèse est donc également validée.

La théorie de la diffusion est donc applicable au MSFR.

Dans le code PANDAS, l'équation de la diffusion des neutrons à un groupe en énergie est résolue uniquement dans le cœur. Elle s'écrit :

$$\frac{\partial n}{\partial t} = D\Delta(v_n n) + (1 - \beta_0) \cdot \nu \Sigma_f v_n n - \Sigma_a v_n n + \sum_f \lambda_f p_f \quad (4.1)$$

Avec :

- n : la densité des neutrons [neutrons/ cm^3]
- t : la variable temporelle [s]
- D : le coefficient de diffusion neutronique [cm]
- v_n : la vitesse des neutrons [cm/s]
- β_0 : la fraction totale des neutrons retardés [-]
- ν : le nombre de neutrons produits par fission [-]
- Σ_f : la section efficace macroscopique de fission [cm^{-1}]
- Σ_a : la section efficace macroscopique d'absorption [cm^{-1}]
- f : l'indice de la famille de précurseurs [-]
- λ_f : la constante de décroissance associée à la famille de précurseurs f [s^{-1}]
- p_f : la densité de précurseurs de la famille f [précurseurs/ cm^3]

Les valeurs du coefficient de diffusion, de la vitesse des neutrons, de la fraction de neutrons retardés, du nombre de neutrons par fission, de la section efficace d'absorption et de la section efficace de fission sont obtenues grâce à des calculs Monte Carlo réalisés avec le code Serpent2, utilisant la composition du combustible donnée tableau 1.2 et la géométrie de référence du circuit combustible présentée figure 1.6. Les sections efficaces dépendent de la température du combustible. L'évolution des sections efficaces avec la température, entre 300 K et 1800 K, a été obtenue préalablement grâce à une série de calculs Monte Carlo réalisés en modifiant la température et la densité du sel combustible. De cette manière la variation des sections efficaces obtenue permet de rendre compte de l'effet densité en plus de l'effet Doppler.

Le flux neutronique local se calcule comme $\Phi = v_n n$. Sur les bords du cœur, une condition aux limites de Robin est imposée sur le flux neutronique. Elle s'écrit [105] :

$$\frac{1}{\Phi} \cdot \frac{\partial \Phi}{\partial z} = -\frac{1}{d} \quad (4.2)$$

Avec z la normale à la surface de séparation. Cette condition revient à imposer un flux nul à une distance d des limites du domaine, nommée distance extrapolée. D'après la théorie du transport, la distance extrapolée se calcule comme : $d = \frac{0,71}{\Sigma_{tr}}$, avec Σ_{tr} la section efficace de transport. Dans le MSFR, la distance d'extrapolation ainsi calculée vaut 2,27 cm.

A partir du flux neutronique, la puissance neutronique locale se déduit par la formule :

$$P_n = Q \Sigma_f \Phi \quad (4.3)$$

Avec Q l'énergie dégagée par fission (environ égal à 200 MeV/fission).

Précurseurs de neutrons retardés

A la différence des neutrons, non influencés par le mouvement du sel, les précurseurs de neutrons retardés sont entraînés hors du cœur par l'advection du combustible. L'équation des précurseurs de neutrons retardés est donc résolue non seulement dans le cœur mais dans l'ensemble du circuit combustible. Elle s'écrit :

$$\frac{\partial p_f}{\partial t} = \beta_{0,f} \nu \Sigma_f v_n n - \lambda_f p_f - \vec{v} \cdot \vec{\nabla} p_f \quad (4.4)$$

Avec :

- $\beta_{0,f}$: la fraction de neutrons retardés associés à la famille de précurseurs f telle que $\sum_f \beta_{0,f} = \beta_0$ [-]
- \vec{v} : la vitesse du sel combustible [cm/s]

Le terme de production des précurseurs $\beta_{0,f} \nu \Sigma_f v_n n$ n'apparaît que dans le cœur. Le terme de disparition $\lambda_f p_f$ est quant à lui calculé dans l'ensemble du circuit combustible. Le transport des précurseurs par le champ de vitesse est pris en compte grâce au terme d'advection $\vec{v} \cdot \vec{\nabla} p_f$. Ce terme, classique en mécanique des fluides, traduit le transport d'une quantité d'un élément donné (ici la densité de précurseurs) par le mouvement du milieu environnant (ici le combustible).

Huit familles de précurseurs sont utilisées. Les valeurs des constantes de décroissance et des fractions de neutrons retardés pour ces différentes familles de précurseurs ont été calculées préalablement grâce au code Serpent 2 et à la base de donnée Jeff 3.1.1. Elles sont listées dans le tableau 4.1.

Famille n°	$\beta_{0,f}$ [-]	λ_f [s ⁻¹]	T _{1/2} [s]
1	$2,327 \cdot 10^{-4}$	$1,247 \cdot 10^{-2}$	$5,560 \cdot 10^1$
2	$4,592 \cdot 10^{-4}$	$2,829 \cdot 10^{-2}$	$2,450 \cdot 10^1$
3	$4,063 \cdot 10^{-4}$	$4,252 \cdot 10^{-2}$	$1,630 \cdot 10^1$
4	$6,241 \cdot 10^{-4}$	$1,330 \cdot 10^{-1}$	5,210
5	$9,851 \cdot 10^{-4}$	$2,925 \cdot 10^{-1}$	2,370
6	$1,515 \cdot 10^{-4}$	$6,665 \cdot 10^{-1}$	1,040
7	$2,115 \cdot 10^{-4}$	1,635	$4,240 \cdot 10^{-1}$
8	$4.612 \cdot 10^{-5}$	3,555	$1,950 \cdot 10^{-1}$

TABLE 4.1 – Fractions de neutrons retardé, constantes de décroissance et temps de demi-vie associés aux différentes familles de précurseurs

Puissance résiduelle

La puissance résiduelle est prise en compte sous forme de précurseurs de puissance résiduelle dans l'ensemble du circuit combustible. L'équation résolue dans PANDAS s'écrit :

$$\frac{\partial r_k}{\partial t} = \beta_{r,k} P_n - \lambda_{r,k} r_k - \vec{v} \cdot \vec{\nabla} r_k \quad (4.5)$$

Avec :

- k : l'indice de la famille de précurseurs de puissance résiduelle [-]
- r_k : la densité d'énergie résiduelle associée à la famille k [J/m^3]
- $\beta_{r,k}$: le rendement de production de précurseurs de puissance résiduelle par fission associé à la famille k [-]
- $\lambda_{r,k}$: la constante de décroissance des précurseurs de puissance résiduelle associé à la famille k [s^{-1}]
- P_n : la puissance neutronique [W/m^3]
- v : la vitesse du combustible [m/s]

Le terme de production des précurseurs $\beta_{r,k} P_n$ n'apparaît que dans le cœur puisque c'est la seule zone dans laquelle la puissance neutronique est calculée. De même que pour la résolution de l'équation des précurseurs de neutrons retardés, le terme de disparition $\lambda_{r,k} r_k$ est calculé dans l'ensemble du circuit combustible et le transport des précurseurs de puissance résiduelle est pris en compte grâce au terme d'advection $\vec{v} \cdot \vec{\nabla} r_k$. A partir de la détermination des r_k , la densité de puissance résiduelle locale est calculée comme :

$$P_{res} = \sum_{k=1}^N \lambda_{r,k} \cdot r_k \quad (4.6)$$

avec N le nombre de familles. La technique proposée, tenant compte de la puissance résiduelle sous la forme de précurseurs de puissance résiduelle, a déjà été utilisée pour le MSFR dans [98]. Elle revient à considérer la puissance résiduelle comme une somme d'exponentielles décroissantes de paramètres $\lambda_{r,k}$. Les valeurs des $\lambda_{r,k}$ imposées dans PANDAS sont listées dans le tableau 4.2. Sept familles de précurseurs sont utilisées. Le groupement par constante de décroissance utilisé est arbitraire et mériterait d'être adapté aux constantes de décroissance des produits de fission du MSFR. Les valeurs des $\beta_{r,k}$ sont obtenues en ajustant la valeur des $\beta_{r,k}$ de manière à ce qu'ils respectent au mieux l'expression :

$$P_{res}(t) = \frac{P}{V} \sum_{k=1}^7 \beta_{r,k} \exp(-\lambda_{r,k} t) \quad (4.7)$$

Où $P_{res}(t)$ est la puissance résiduelle volumique du combustible en fonction du temps calculée pour un réacteur de puissance thermique $P = 3$ GW et un volume de combustible $V = 18$ m^3 . Celle-ci a été évaluée dans [40], en utilisant le logiciel Évolution de la Composition Isotopique (ECI) présenté en annexe A.1 et la base de donnée Jeff 3.1.1. Ces simulations ont été réalisées avec un « élagage » de 1 seconde, c'est-à-dire que, pour les isotopes d'une durée de vie plus courte, les décroissances sont prises en compte mais les isotopes eux-mêmes ne sont pas suivis. Par conséquent, cette évaluation est représentative de la puissance résiduelle réelle seulement pour des temps supérieurs à une seconde. De plus, le code PANDAS a pour vocation de simuler des transitoires sur des temps allant jusqu'à environ une heure. Par conséquent, l'intervalle de temps choisi pour l'ajustement va de 1 s à 1 h. Les valeurs des $\beta_{r,k}$ résultant

Famille n°	$\beta_{r,k}$ [-]	$\lambda_{r,k}$ [s^{-1}]	$T_{1/2}$ [s]
1	$4,808 \cdot 10^{-3}$	$6,931 \cdot 10^{-1}$	1,000
2	$1,006 \cdot 10^{-2}$	$6,931 \cdot 10^{-2}$	$1,000 \cdot 10^1$
3	$6,656 \cdot 10^{-3}$	$1,386 \cdot 10^{-2}$	$5,000 \cdot 10^1$
4	$3,054 \cdot 10^{-3}$	$3,466 \cdot 10^{-3}$	$2,000 \cdot 10^2$
5	$6,942 \cdot 10^{-3}$	$6,931 \cdot 10^{-4}$	$1,000 \cdot 10^3$
6	$8,261 \cdot 10^{-3}$	$3,466 \cdot 10^{-5}$	$2,000 \cdot 10^4$
7	$1,640 \cdot 10^{-3}$	$3,466 \cdot 10^{-6}$	$2,000 \cdot 10^5$

TABLE 4.2 – Rendements de production, constantes de décroissance et temps de demi-vie des familles de précurseurs de puissance résiduelle

de l'ajustement sont listés dans le tableau 4.2. La figure 4.1 présente la comparaison entre la puissance résiduelle donnée par ECI et celle obtenue avec les valeurs de $\lambda_{r,k}$ et de $\beta_{r,k}$ données dans le tableau 4.2. L'intervalle de temps sur lequel l'ajustement a été réalisé est délimité par les droites verticales orange.

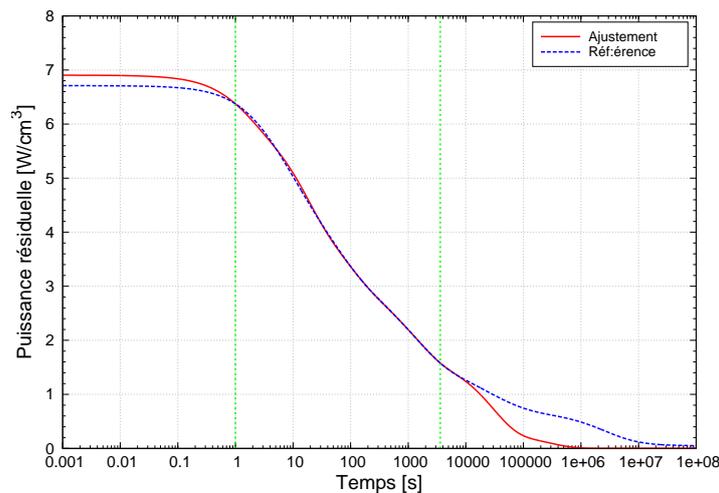


FIGURE 4.1 – Comparaison de la puissance résiduelle obtenue par ajustement et de la puissance résiduelle de référence en fonction du temps

Thermo-hydraulique

Dans PANDAS, un modèle monophasique simplifié est implémenté pour la thermohydraulique. Nous nous intéressons ici aux hypothèses permettant, à partir des équations classiques de thermohydraulique, d'aboutir à ce modèle.

De manière générale, les grandeurs à déterminer en thermohydraulique sont la pression, la densité, la température et le champ de vitesse. Ces grandeurs sont liées par des équations couplées. Considérons les hypothèses suivantes :

- le fluide considéré est Newtonien, c'est à dire que sa viscosité ne dépend pas des contraintes qui lui sont appliqués ;

CHAPITRE 4. ÉTUDE DES RISQUES NEUTRONIQUES ET THERMOHYDRAULIQUES

- le fluide considéré est isovolume, c'est à dire incompressible (volume invariant avec la pression) et indilatable (volume invariant avec la température).

Avec ces hypothèses, les équations s'écrivent [106] :

$$\begin{aligned}
 \text{Équation d'état :} & \quad \rho = \text{constante} \\
 \text{Équation de continuité :} & \quad \vec{\nabla} \cdot \vec{v} = 0 \\
 \text{Équation bilan de la quantité de mouvement :} & \quad \frac{d\vec{v}}{dt} = \vec{f} - \vec{\nabla} \frac{P}{\rho} + \nu \Delta \vec{v} \\
 \text{Équation bilan de l'énergie :} & \quad \rho C_p \frac{dT}{dt} = P_{vol} + \vec{\nabla} \cdot (k \vec{\nabla} T) + \Psi
 \end{aligned} \tag{4.8}$$

Avec :

- ρ : la masse volumique du fluide [kg/m^3]
- \vec{v} : la vitesse du fluide [m/s]
- \vec{f} : les forces de volume [m/s^2]
- P : la pression [Pa]
- ν : la viscosité cinématique [m^2/s]
- C_p : la capacité calorifique du fluide [$J/(Kg.K)$]
- T : la température [K]
- P_{vol} : la somme des sources de puissance volumique [W/m^3]
- k : la conductivité thermique du fluide [$W/(m.K)$]
- Ψ : le taux de dissipation volumique [W/m^3]

Ce système à quatre équations peut être vu comme trois systèmes découplés. La première équation permet de considérer la masse volumique constante, c'est une conséquence directe de l'hypothèse du fluide isovolume. Les équations de continuité et de la quantité de mouvement forment un système fermé et permettent de calculer le champ de vitesse et de pression. Enfin, l'équation de l'énergie permet de calculer le champ de température.

Dans PANDAS, le système des équations de la dynamique, formé par les équations de continuité et de la quantité de mouvement, n'est pas résolu. A la place, un débit constant est simplement imposé dans le circuit combustible et dans le circuit intermédiaire. La seule équation à résoudre est donc l'équation de l'énergie. La viscosité des sels fondus est relativement faible, par exemple elle vaut $2,46 \cdot 10^{-6} m^2/s$ pour le sel combustible à $700^\circ C$. Par conséquent, l'apport de chaleur par dissipation visqueuse de l'énergie cinétique, Ψ , peut être négligé dans le système étudié. De plus, la conduction de chaleur dans le sel est faible devant le transport advectif en fonctionnement nominal. En effet, le rapport du transfert advectif sur le transfert diffusif est évalué grâce au nombre de Peclet, qui s'écrit :

$$Pe = \frac{v \cdot \rho \cdot C_p \cdot L}{k} = Re \cdot Pr \tag{4.9}$$

Avec L la longueur caractéristique, Re le nombre de Reynolds et Pr le nombre de Prandtl. Ces deux derniers sont des nombres adimensionnels donnés en sortie du code système statique décrit en annexe A.2. Ils permettent d'évaluer le nombre de Peclet à environ $1 \cdot 10^7$ dans le circuit combustible et à environ $2 \cdot 10^7$ dans le circuit intermédiaire. Ces valeurs étant très importantes, le terme de diffusion thermique $\vec{\nabla} \cdot (k \vec{\nabla} T)$ peut être négligé dans l'équation bilan de l'énergie donnée en 4.8. Remarquons que cette simplification n'est valide que pour des vitesses suffisamment élevées des sels permettant de garantir des nombres de Peclet très supérieur à un. La validité de cette hypothèse dans le cas des transitoires accidentels est discutée dans la section 4.4. Avec ces approximations, l'équation de l'énergie devient :

$$\rho C_p \frac{dT}{dt} = P_{vol} \quad (4.10)$$

Pour la résolution, nous faisons apparaître le terme d'advection en décomposant la dérivée totale $\frac{d}{dt}$ suivant ses dérivées partielles en temps et en espace. Finalement, l'équation résolue dans PANDAS est la suivante :

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = P_{vol} - \rho C_p \vec{v} \cdot \vec{\nabla} T \quad (4.11)$$

Le terme de source volumique de puissance P_{vol} peut être positif ou négatif. Son calcul dépend de la zone du réacteur considérée et fait intervenir la somme des termes de puissance neutronique P_n , de puissance résiduelle P_{res} et de puissance échangée à l'échangeur de chaleur P_e . Le terme P_n n'apparaît que dans le cœur, il est toujours positif et se calcule avec l'expression 4.3. Le terme P_{res} apparaît dans l'ensemble du circuit combustible (y compris le cœur et les échangeurs de chaleur), il est toujours positif et se calcule avec l'expression 4.6. Enfin, le terme P_e apparaît uniquement dans les échangeurs de chaleur ; il est négatif du côté du fluide chaud et positif du côté du fluide froid. Son calcul est détaillé dans la sous-section suivante.

Les propriétés thermo-hydrauliques des fluides, telles que C_p et ρ , sont considérées constantes. Les valeurs utilisées pour le sel combustible sont calculées à partir des formules du tableau 1.3 à 975 K. Les valeurs utilisées pour le sel intermédiaire sont calculées à partir des formules du tableau 1.7 à 825 K.

Modélisation des échangeurs de chaleur

Plusieurs modèles d'échangeurs de chaleur sont implémentés dans PANDAS ; leur utilisation dépend du mode de fonctionnement choisi, tel qu'expliqué en sous-section 4.2.3. Dans un premier modèle, seul le fluide chaud est simulé. L'extraction de chaleur est alors imposée par un terme d'extraction de puissance volumique P_e dans les cellules du fluide chaud. Dans un second modèle, les fluides chaud et froid sont simulés. La puissance échangée est alors calculée du côté fluide chaud comme $P_e = HS(T_f - T_c)$ et côté fluide froid comme $P_e = HS(T_c - T_f)$ avec

- H le coefficient de transfert thermique global [$W/(m^2.K)$],
- S la surface d'échange [m^2],
- T_c la température du fluide chaud [K],
- T_f la température du fluide froid [K].

La valeur du coefficient d'échange thermique est imposée à puissance nominale mais sa variation avec la vitesse des fluides est prise en compte. La formule de calcul utilisée est la suivante :

$$\frac{1}{H} = \frac{1}{h_c} + \frac{e}{k} + \frac{1}{h_f} \quad (4.12)$$

Avec

- h_c le coefficient d'échange thermique du fluide chaud [$W/(m^2.K)$],
- h_f le coefficient d'échange thermique du fluide froid [$W/(m^2.K)$],
- e l'épaisseur des plaques [m],
- k la conductivité thermique du matériau de l'échangeur [$W/(m.K)$].

La paroi séparant les deux fluides est modélisée par la résistance thermique $\frac{e}{k}$. Les coefficients d'échange des fluides, h_c et h_f , dépendent linéairement du nombre de Nusselt. La corrélation de Dittus-Boelter est valable pour les écoulements turbulents dans des conduites lisses avec un nombre de Reynolds supérieur à 10000, un nombre de Prandtl compris entre 0,6 et 160 et un rapport de la longueur de la conduite sur son diamètre hydraulique supérieur à 10. Ces conditions étant vérifiées dans les échangeurs de chaleur du MSFR en fonctionnement nominal, cette corrélation peut être utilisée et permet d'exprimer le nombre de Nusselt comme : $Nu = 0,023 \cdot Re^{0,8} \cdot Pr^n$ avec n égal à 0,4 pour le fluide chaud et à 0,3 pour le fluide froid [107]. Supposons que toutes les grandeurs, exceptée la vitesse des fluides, sont constantes. Comme seul le nombre de Reynolds dépend de la vitesse, la formule 4.12 se simplifie comme suit :

$$\frac{1}{h} = \frac{1}{C_c v_c^{0,8}} + \frac{e}{k} + \frac{1}{C_f v_f^{0,8}} \quad (4.13)$$

Avec C_c et C_f des constantes associées respectivement aux fluides chaud et froid. Cette méthode est utilisée dans PANDAS pour la modélisation de l'échangeur de chaleur combustible-intermédiaire du MSFR. Les constantes sont calculées à partir des résultats du code système statique pour un fonctionnement en régime nominal. La méthode de calcul est valable uniquement pour des vitesses de fluides suffisamment importantes, permettant de garantir un nombre de Reynolds supérieur à 10000. Sous cette limite, l'utilisation de la corrélation de Dittus-Boelter, qui est à la base de la méthode, devient invalide. La validité de l'hypothèse dans le cas des transitoires accidentels est discutée dans la section 4.4.

4.2.2 Méthodes numériques et discrétisation des équations

Pour être résolues, les équations aux dérivées partielles (EDP) présentées dans la sous-section 4.2.1 sont discrétisées avec la méthode des différences finies. Elle consiste à décomposer la géométrie en un réseau de cellules et l'intervalle de temps en un ensemble de nœuds. Dans PANDAS, la discrétisation de la géométrie est réalisée en une dimension et avec un maillage cartésien. La solution approchée des EDP peut ensuite être calculée aux nœuds d'espace, correspondant au centre des cellules, et nœuds de temps discrétisés. L'intégration est réalisée grâce à un schéma d'Euler explicite. L'utilisation d'une méthode explicite permet une implémentation simple et un faible coût de calculs par pas de temps. Toutefois, elle impose généralement l'utilisation de pas en temps plus petits pour vérifier certains critères de stabilité.

L'équation de la densité neutronique (équation 4.1) est résolue grâce à un schéma décentré vers l'avant pour la dérivée temporelle et un schéma centré pour la dérivée spatiale. L'équation discrétisée obtenue est la suivante :

$$\frac{n_i^{t+1} - n_i^t}{\Delta t} = Dv_i \cdot \frac{n_{i+1}^t + n_{i-1}^t - 2n_i^t}{dx} + (1 - \beta_{tot}) \cdot (v \Sigma_{f,i} - \Sigma_{a,i}) \cdot v_{n,i} n_i + \sum_f \lambda_{f,i} p_{f,i} \quad (4.14)$$

avec i l'indice spatial, t l'indice de temps, Δx le pas d'espace et Δt le pas de temps. L'approximation obtenue au temps t et au point d'espace i avec les différences finies est d'ordre un pour la dérivée temporelle et d'ordre deux pour la dérivée spatiale. Pour une équation de diffusion pure, le schéma centré est conditionnellement stable, avec la condition de stabilité suivante [108] :

$$Dv_n \cdot \frac{\Delta t}{(\Delta x)^2} < \frac{1}{2} \quad (4.15)$$

Les équations des précurseurs de neutrons retardés (équation 4.4), des précurseurs de puissance résiduelle (équation 4.5) et de la chaleur (équation 4.11) sont résolues grâce à un schéma décentré vers l'avant pour la dérivée temporelle et décentré vers l'arrière pour la dérivée spatiale (ce schéma est couramment appelé *upwind* ou *uspstream*) :

$$\frac{p_{f,i}^{t+1} - p_{f,i}^t}{\Delta t} = \beta_{0,f} \nu \Sigma_{f,i}^t \Phi_i^t - \lambda_f p_{f,i}^t - v_i \frac{p_{f,i}^t - p_{f,i-1}^t}{\Delta x} \quad (4.16)$$

$$\frac{r_{k,i}^{t+1} - r_{k,i}^t}{\Delta t} = \beta_{r,k} P_{n,i}^k - \lambda_{r,k} r_{k,i}^t - v_i \frac{T_i^t - T_{i-1}^t}{\Delta x} \quad (4.17)$$

$$\frac{T_i^{t+1} - T_i^t}{\Delta t} = \frac{P}{\rho_i C_{p,i}} - v_i \frac{T_i^t - T_{i-1}^t}{\Delta x} \quad (4.18)$$

L'approximation des différences finies est ici du premier ordre à la fois pour les dérivées spatiales et temporelles. Le schéma explicite centré n'aurait pas pu être utilisé pour résoudre ces EDP puisqu'il est inconditionnellement instable (quels que soient les pas de temps et d'espace choisis) pour les équations d'advection pure [108]. Le schéma décentré est, quant à lui, conditionnellement stable, avec la condition de stabilité suivante [108] :

$$\nu = v \cdot \frac{\Delta t}{\Delta x} \leq 1 \quad (4.19)$$

La grandeur ν représente ici le nombre de courant. Cette condition signifie que la vitesse de circulation du fluide (v) doit être inférieure à la vitesse numérique de transport de l'information ($\frac{\Delta x}{\Delta t}$).

Pour un même maillage, la stabilité de l'équation de la diffusion neutronique est obtenue pour un pas de temps plus petit que les autres équations présentées. Le pas de temps est donc contraint par la neutronique. Pour se soustraire à cette contrainte, une méthode de double pas de temps est implémentée dans PANDAS : l'un pour la neutronique Δt_n et l'autre Δt_{th} pour la thermique, avec $\Delta t_n \leq \Delta t_{th}$ (Δt_{th} étant un multiple de Δt_n). Les termes tels que $\beta_{0,f} \nu \Sigma_{f,i}^t \Phi_i^t$, $\beta_{r,k} P_{n,i}^k$ et $\frac{P}{\rho_i C_{p,i}}$ apparaissent dans les équations des précurseurs de neutrons retardés, des précurseurs de puissance résiduelle et de la thermique mais dépendent de la population neutronique. Ils sont donc accumulés pendant chaque intervalle de temps Δt_n pour être réintégrés dans leurs équations respectives au bout d'un intervalle de temps Δt_{th} . Cette solution permet de résoudre les autres physiques avec un pas de temps moins fin que la neutronique et ainsi de réduire les temps de calcul.

4.2.3 Géométrie modélisée

Description du système

Le circuit combustible, l'échangeur combustible-intermédiaire, le circuit intermédiaire et l'échangeur intermédiaire-conversion sont modélisés dans PANDAS. La géométrie modélisée est schématisée en figure 4.2. Les dimensions non indiquées sont calculées à partir de la connaissance des volumes et des autres dimensions. Toutes les dimensions sont basées sur les résultats du code système statique. Elles correspondent aux arrondis des valeurs données dans le tableau A.1.

Le cœur du réacteur est modélisé par un cylindre de 9 m^3 . Cette géométrie constitue une simplification importante par rapport à la géométrie hyperboloïdale de référence présentée

CHAPITRE 4. ÉTUDE DES RISQUES NEUTRONIQUES ET THERMOHYDRAULIQUES

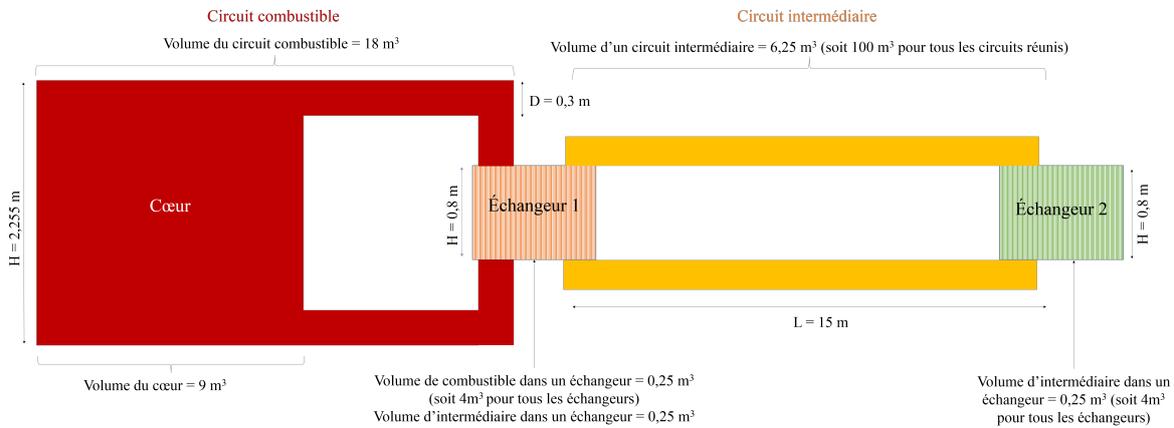


FIGURE 4.2 – Schéma de la géométrie du MSFR modélisée dans le code PANDAS

figure 1.6. Cette approximation peut engendrer des différences sur les résultats lors de la comparaison à un code 3D simulant la géométrie de référence. Toutefois, elle reste valide au vu des marges utilisées pour les calculs présentés par la suite. Le cœur est connecté à 16 secteurs de refroidissement du combustible. Pour diminuer la complexité du problème et alléger le calcul, seul un secteur est simulé sur les 16 et le comportement des 15 autres secteurs est supposé exactement identique. Les grandeurs extensives sont donc divisées par le nombre de secteurs en sortie du cœur et multipliées par le nombre de secteurs en entrée du cœur.

Le volume total de combustible contenu dans les échangeur combustible-intermédiaire est de $0,25 \text{ m}^3$. Les échangeurs modélisés sont des échangeurs à plaques planes en hastelloy N. Ils comprennent 100 canaux de fluide chaud et 100 canaux de fluide froid. Les dimensions des canaux de fluides chaud et froid étant identiques, le volume de sel intermédiaire contenu dans l'ensemble des échangeurs est également de $0,25 \text{ m}^3$. Un seul échangeur élémentaire (composé d'un demi canal de fluide chaud, d'une plaque et d'un demi-canal de fluide froid) est modélisé et le comportement des autres échangeurs élémentaires est supposé identique.

Le volume total considéré pour le fluide intermédiaire est de 100 m^3 . Dans ce modèle, 16 circuits intermédiaires sont considérés, chaque circuit intermédiaire étant connecté à un secteur combustible. Comme pour les secteurs de refroidissement, seul un circuit intermédiaire sur 16 est donc simulé, les autres étant considérés exactement identiques. Dans le design de référence, les 16 secteurs de refroidissement du combustible sont connectés à 4 circuits intermédiaires (soit un circuit intermédiaire pour 4 secteurs). Cette modification n'impacte pas les résultats tant que les défaillances qui sont simulées impactent simultanément tous les circuits intermédiaires (par exemple, une perte de la source froide ou un arrêt de toutes les pompes du circuit intermédiaire). Pour le calcul des transitoires associés à la défaillance d'un composant n'impactant qu'une partie du circuit intermédiaire (par exemple, l'arrêt d'une seule pompe), cette géométrie devra être modifiée.

Comme le design de l'échangeur intermédiaire-conversion a été peu étudié jusqu'à présent et que peu d'informations sont disponibles à ce sujet, les mêmes dimensions que pour

l'échangeur combustible-intermédiaire sont considérées pour l'instant. Cette modélisation est probablement très éloignée du design final des échangeur intermédiaire-conversion et est utilisée à titre provisoire. Lorsqu'un design d'échangeur sera proposé, ces dimensions devront être modifiées afin de mieux modéliser ce système.

Dans les calculs réalisés par la suite, la géométrie présentée ci-dessus est décomposée suivant un maillage formé de : 40 cellules en cœur, 10 cellules en branche chaude et en branche froide du circuit combustible, 10 cellules dans l'échangeur de chaleur combustible intermédiaire, 50 cellules en branche chaude et en branche froide du circuit intermédiaire et 10 cellules dans l'échangeur intermédiaire-conversion. Ce choix permet l'obtention d'un maillage convergé, par conséquent, l'utilisation d'un pas de temps plus petit et d'un maillage plus fin ne modifierait pas les résultats obtenus mais augmenterait les temps de calculs.

Modes de fonctionnement

Certains transitoires ne nécessitent pas la modélisation de tous les systèmes décrits précédemment. De plus, la simulation de transitoires se déroulant en mode réacteur prioritaire ou en mode turbine prioritaire impliquent l'utilisation de modèles différents. Ainsi, plusieurs modes de fonctionnement sont implémentés dans le code PANDAS. Ils sont représentés schématiquement en figure 4.3, avec de gauche à droite :

- Un mode dans lequel la température d'entrée de l'intermédiaire dans l'échangeur combustible-intermédiaire est imposée. Dans ce mode, le circuit combustible et la partie du circuit intermédiaire se trouvant dans l'échangeur combustible-intermédiaire sont modélisés. Il sera appelé « mode T » dans la suite de ce document. Le terme de puissance échangée P_e se calcule comme $HS(T_i - T_c)$ dans le combustible et comme $HS(T_c - T_i)$ dans l'intermédiaire avec T_c la température du combustible et T_i la température de l'intermédiaire.
- Un mode dans lequel la puissance extraite est imposée au niveau de l'échangeur entre le combustible et l'intermédiaire. Dans ce mode, seul le circuit combustible est modélisé. Il sera appelé « mode P1 » dans la suite de ce document. P_e correspond à une puissance volumique qui est imposée dans les cellules du sel combustible et qui doit être négative.
- Un mode dans lequel la puissance extraite est imposée au niveau de l'échangeur entre l'intermédiaire et le fluide de conversion de l'énergie. Dans ce mode, le circuit combustible et le circuit intermédiaire sont modélisés. Il sera appelé « mode P2 » dans la suite de ce document. Dans l'échangeur combustible-intermédiaire, P_e se calcule comme $HS(T_i - T_c)$ dans le combustible et comme $HS(T_c - T_i)$ dans l'intermédiaire. Dans l'échangeur intermédiaire-conversion, P_e correspond à une puissance volumique qui est imposée dans les cellules du sel intermédiaire et qui doit être négative.

4.2.4 Obtention et caractérisation de l'état stationnaire

Obtention de l'état stationnaire

Avant toute étude de transitoire, un état d'équilibre doit être obtenu. Il sert de point de départ aux transitoires réalisés par la suite. La recherche de l'état d'équilibre consiste à trouver les valeurs des variables locales (la densité des neutrons n , la densité des précurseurs de neutrons retardés p , la densité des précurseurs de puissance résiduelle r et la température T) telles que celles-ci restent constantes lors d'une évolution temporelle pendant laquelle aucun

CHAPITRE 4. ÉTUDE DES RISQUES NEUTRONIQUES ET THERMOHYDRAULIQUES

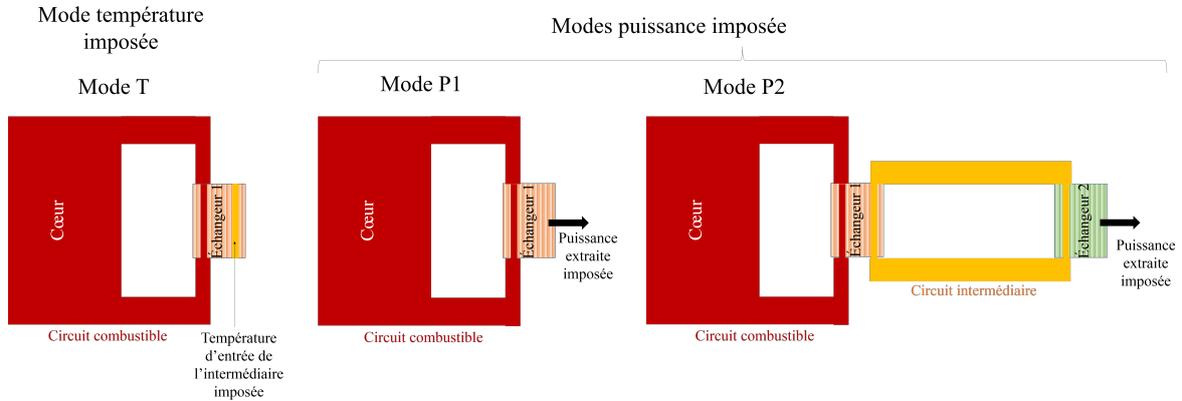


FIGURE 4.3 – Schéma des différents modes de fonctionnement disponibles avec PANDAS

paramètre n'est modifié. Cet état, dit stationnaire, peut ensuite être sauvegardé afin d'être réutilisé pour des transitoires différents mais partant du même état initial.

Avant la mise à l'équilibre, certains paramètres sont imposés tels que les débits, les constantes neutroniques et thermohydrauliques et la puissance extraite visée (3 GW pour un fonctionnement à puissance nominale). En mode P1 et P2, cette dernière est directement imposée au niveau du dernier échangeur de chaleur modélisé. Pour mettre à l'équilibre le système, les équations de la neutronique, des précurseurs de neutrons retardés, des précurseurs de puissance résiduelle et de la thermique sont résolues itérativement jusqu'à ce que leurs variations, entre une itération temporelle et la suivante, soit suffisamment faible. En pratique, la variation de toutes ces grandeurs n'est pas évaluée mais un critère d'arrêt suffisamment représentatif est choisi. Dans PANDAS, le critère d'arrêt est vérifié si la variation de la puissance neutronique est inférieure à une constante ϵ_1 (par exemple 1 W par pas de temps) et si la puissance extraite est égale à la puissance produite dans le combustible à une constante ϵ_2 près (par exemple 1 W). La puissance produite dans le combustible est ici définie comme la somme de la puissance neutronique et de la puissance résiduelle. C'est donc l'évolution naturelle du système qui, grâce au couplage entre la neutronique et la thermohydraulique, permet d'atteindre un état d'équilibre dans lequel le réacteur est critique.

En mode T, la puissance extraite n'est pas directement imposée mais est donnée en tant que « puissance visée » à atteindre à l'issue de la mise à l'équilibre. Une température du fluide intermédiaire en entrée de l'échangeur combustible-intermédiaire est initialement donnée en tant que première estimation. La méthode de mise à l'équilibre repose sur le même schéma que dans les modes où la puissance est imposée mais des itérations supplémentaires sont nécessaires pour ajuster la température du sel intermédiaire en entrée de l'échangeur. Ces itérations sont réalisées jusqu'à ce que la puissance extraite (alors proportionnelle à la différence de température de l'intermédiaire entre l'entrée et la sortie de l'échangeur) soit égale à la puissance extraite visée à une constante ϵ_3 près (par exemple 1 kW).

Il est à noter que les températures moyennes du combustible et de l'intermédiaire ne peuvent pas être directement imposées par l'utilisateur. Elles dépendent des sections efficaces

pour la première et de la performance de l'échangeur de chaleur pour la seconde (soit de son coefficient d'échange global) qui sont, quant à elles, des données d'entrée.

Définition du k_{eff} et de la réactivité

Le coefficient de multiplication effectif s'exprime traditionnellement comme le quotient des productions de neutrons sur la somme des absorptions et des fuites de neutrons [109]. Il peut donc s'écrire :

$$k_{eff} = \frac{\nu \Sigma_f \Phi}{\Sigma_a \Phi + L} \quad (4.20)$$

Avec L le terme de fuites neutroniques. La réactivité est définie comme :

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (4.21)$$

Pour calculer ces grandeurs globales, les paramètres locaux doivent être intégrés sur l'ensemble du volume. En ne considérant que les cellules du cœur, la formule obtenue pour le calcul du coefficient de multiplication effectif est la suivante :

$$k_{eff,coeur} = \frac{\sum_{i=1}^{N_{coeur}} \nu_i \Sigma_{f,i} \Phi_i}{\sum_{i=1}^{N_{coeur}} \Sigma_{a,i} \Phi_i + \sum_{i=1}^{N_{coeur}} L_i} \quad (4.22)$$

Le calcul de cette grandeur est implémenté dans PANDAS. A l'état stationnaire, le $k_{eff,coeur}$ est supérieur à 1 et la réactivité est positive ; elle vaut environ 145 pcm. Cet excédent de réactivité est dû au mouvement du combustible entraînant les précurseurs hors du cœur. Ces derniers donnent naissance à des neutrons retardés qui ne sont pas pris en compte dans la réaction en chaîne (la neutronique étant résolue uniquement en cœur). Pour maintenir l'équilibre, un surplus de réactivité est donc nécessaire afin de compenser la perte de ces neutrons retardés. Une autre méthode de calcul du coefficient de multiplication effectif est implémentée dans PANDAS afin de tenir compte du déficit en neutrons retardés. Dans celle-ci, les décroissances des précurseurs en dehors du cœur sont comptabilisées comme des fuites et sont ajoutées au dénominateur du coefficient de multiplication. Cette nouvelle définition s'écrit :

$$k_{eff,circuit} = \frac{\sum_{i=1}^{N_{coeur}} \nu_i \Sigma_{f,i} \Phi_i}{\sum_{i=1}^{N_{coeur}} \Sigma_{a,i} \Phi_i + \sum_{i=1}^{N_{coeur}} L_i + \sum_{j=1}^{N_{hors\ coeur}} \lambda_j p_j} \quad (4.23)$$

Elle permet d'obtenir un coefficient de multiplication égal à un, soit une réactivité nulle à l'équilibre. Dans la suite de ce document, le $k_{eff,coeur}$ sera utilisé pour la comparaison avec d'autres codes de calcul, en sous-section 4.3.2 et le $k_{eff,circuit}$ sera utilisé pour l'étude des transitoires incidentels et accidentels en section 4.4.

Caractérisation de l'état stationnaire

Le flux neutronique axial normalisé obtenu à l'état stationnaire est donné en figure 4.4. Il est comparé à une fonction sinusoïdale normalisée s'annulant en -d et H+d, avec d la distance extrapolée et H la hauteur du cœur. La forme du flux obtenue à l'équilibre est très proche de la sinusoïde. Un léger décalage vers le bas du cœur est observé. Ce dernier est dû à la différence de température entre le haut et le bas du cœur : le combustible étant plus froid dans la partie basse du cœur, une puissance neutronique plus importante y est produite. Cet

CHAPITRE 4. ÉTUDE DES RISQUES NEUTRONIQUES ET THERMOHYDRAULIQUES

effet est partiellement compensé par les fissions produites par les neutrons retardés, qui sont elles plus importantes dans la partie supérieure du cœur. Ce double effet mène, *in fine*, à un très faible écart à la courbe sinusoïdale.

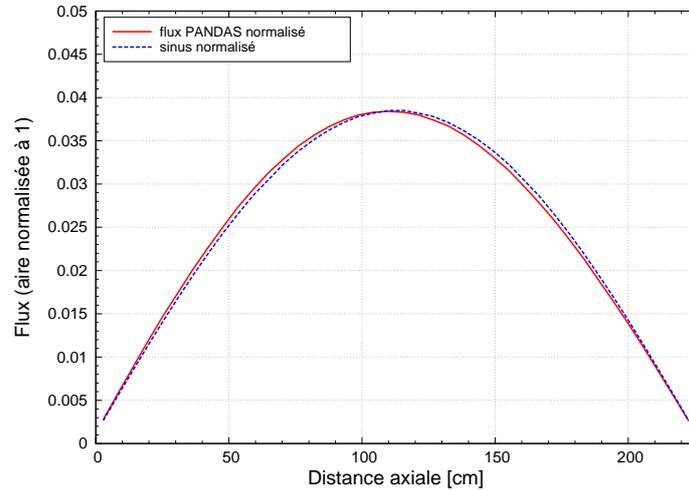


FIGURE 4.4 – Flux neutronique et fonction sinus selon la distance depuis le bas du cœur. Les aires sont normalisées à l'unité.

La connaissance de la distribution des précurseurs de neutrons retardés est importante puisqu'elle influe sur la cinétique neutronique. A l'état stationnaire, la densité de précurseurs en fonction du temps, dans une cellule fluide en description lagrangienne, est donnée en figure 4.5. L'ensemble du circuit combustible est ici considéré. Dans le cœur, il peut être noté que la densité maximale de précurseurs est décalée par rapport au flux neutronique maximum dans le sens de l'écoulement. En dehors, une décroissance quasiment linéaire est observée.

Pour finir, la distribution des précurseurs de puissance résiduelle et la densité de puissance résiduelle sont présentées sur la figure 4.6. La forme de la courbe obtenue pour la densité des précurseurs est similaire à celle des précurseurs de neutrons retardés.

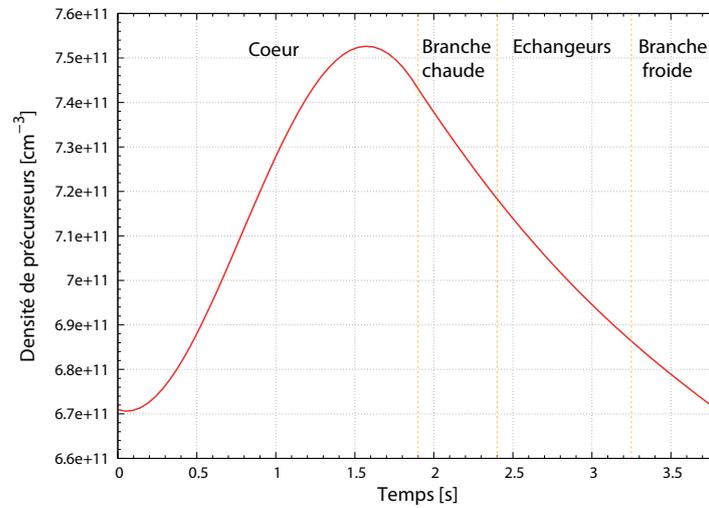


FIGURE 4.5 – Densité des précurseurs de neutrons retardés en fonction du temps

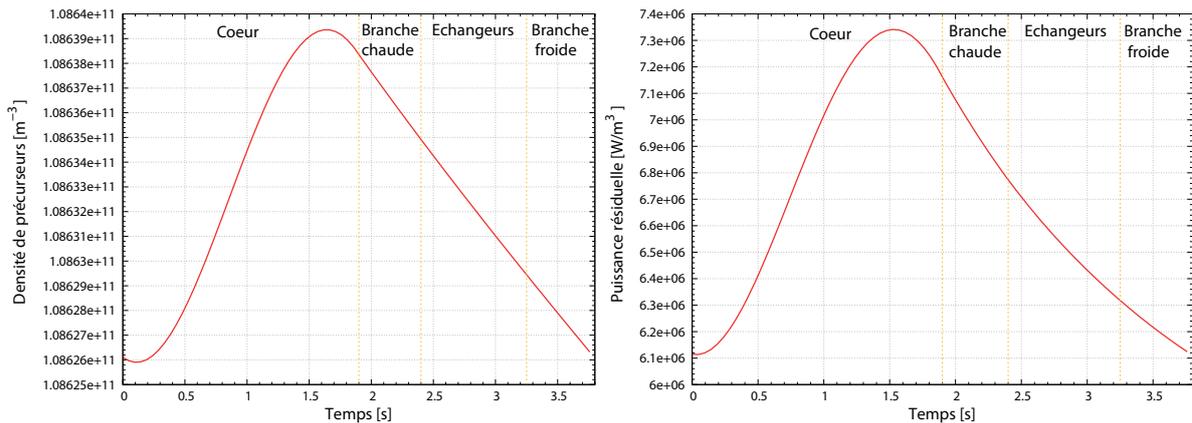


FIGURE 4.6 – Densité des précurseurs de puissance résiduelle (à gauche) et de puissance résiduelle dans le circuit combustible (à droite)

4.3 Le code multi-physique TFM-OpenFOAM

4.3.1 Description de TFM-OpenFOAM

TFM-OpenFOAM est un code de calcul couplant la neutronique, grâce à l'approche *Transient Fission Matrix* (TFM), et la thermohydraulique, avec le code CFD OpenFOAM. Il a été développé lors de la thèse d'Axel Laureau [34] au LPSC et permet notamment de simuler le comportement du circuit combustible du MSFR lors de transitoires normaux, incidentels et accidentels [110, 111]. La méthode TFM a été validée sur les résultats des expériences Flattop et Jezebel et le code couplé TFM-OpenFOAM a été validé sur le benchmark «au carré» [34].

L'approche TFM permet de réaliser des calculs de cinétique neutronique en utilisant des matrices de fission et des matrices de temps de réponse moyens. Ces matrices permettent de caractériser la propagation spatiale des neutrons et le comportement temporel du sys-

tème. Elles sont calculées une fois pour chaque configuration de cœur en amont du calcul des transitoires grâce à une version modifiée du code Monte Carlo Serpent 2. Pour calculer la cinétique neutronique, les équations suivantes sont résolues pour les neutrons prompt (N_p) et les précurseurs de neutrons retardé (P_f) de chacune des familles f :

$$\frac{d\vec{N}_p}{dt} = \overline{G_{\chi_p\nu_p}} \vec{N}_p \frac{1}{l_{eff}} + \overline{G_{\chi_d\nu_p}} \sum_f \lambda_f \vec{P}_f - \frac{1}{l_{eff}} \vec{N}_p \quad (4.24)$$

$$\frac{d\vec{P}_f}{dt} = \frac{\beta_f}{\beta_0} \left[\overline{G_{\chi_p\nu_d}} \vec{N}_p \frac{1}{l_{eff}} + \overline{G_{\chi_d\nu_d}} \sum_f \lambda_f \vec{P}_f \right] - \lambda_f \vec{P}_f \quad (4.25)$$

Avec

- l_{eff} le temps de vie effectif des neutrons prompts ;
- $\frac{\beta_f}{\beta_0}$ la fraction de neutrons retardés de la famille f ;
- λ_f la constante de décroissance des précurseurs de la famille f ;
- $\overline{G_{\chi_p\nu_p}}$ la matrice de fission associée à la production des neutrons prompts à partir des neutrons prompts ;
- $\overline{G_{\chi_d\nu_p}}$ la matrice de fission associée à la production des neutrons prompts à partir des neutrons retardés ;
- $\overline{G_{\chi_p\nu_d}}$ la matrice de fission associée à la production des neutrons retardés à partir des neutrons prompts ;
- $\overline{G_{\chi_d\nu_d}}$ la matrice de fission associée à la production des neutrons prompts à partir des neutrons prompts.

Les matrices sont mises à jour à chaque pas de temps grâce à un modèle d'interpolation, basé sur la distribution de température et de densité du sel calculé par la partie thermohydraulique du code. Les équations de conservation de la masse, de la quantité de mouvement, de l'énergie et de transport des précurseurs sont résolues avec le code de calcul CFD OpenFOAM. La méthode *Reynolds-Average Navier-Stokes* (RANS) [108] est employée avec un modèle $k - \epsilon$ pour la modélisation de la turbulence [112]. L'échangeur de chaleur est modélisé par un milieu poreux et la température de l'intermédiaire est considérée uniforme dans l'échangeur. Les équations 4.24 et 4.25 sont directement implémenté dans un solver OpenFOAM développé spécifiquement pour ce code.

Avant le calcul des transitoires, le calcul de l'état stationnaire est réalisé en contraignant certains paramètres tels que la puissance produite, la température moyenne et la production de neutrons retardés tandis que d'autres paramètres tels que la criticité, la température du fluide intermédiaire et la puissance de la pompe sont ajustés. La phase de mise à l'équilibre correspond à la modélisation d'environ 60 secondes de temps physique. La solution convergée est présentée en figure 4.7 pour la configuration de référence du MSFR de 3 GW_{th} .

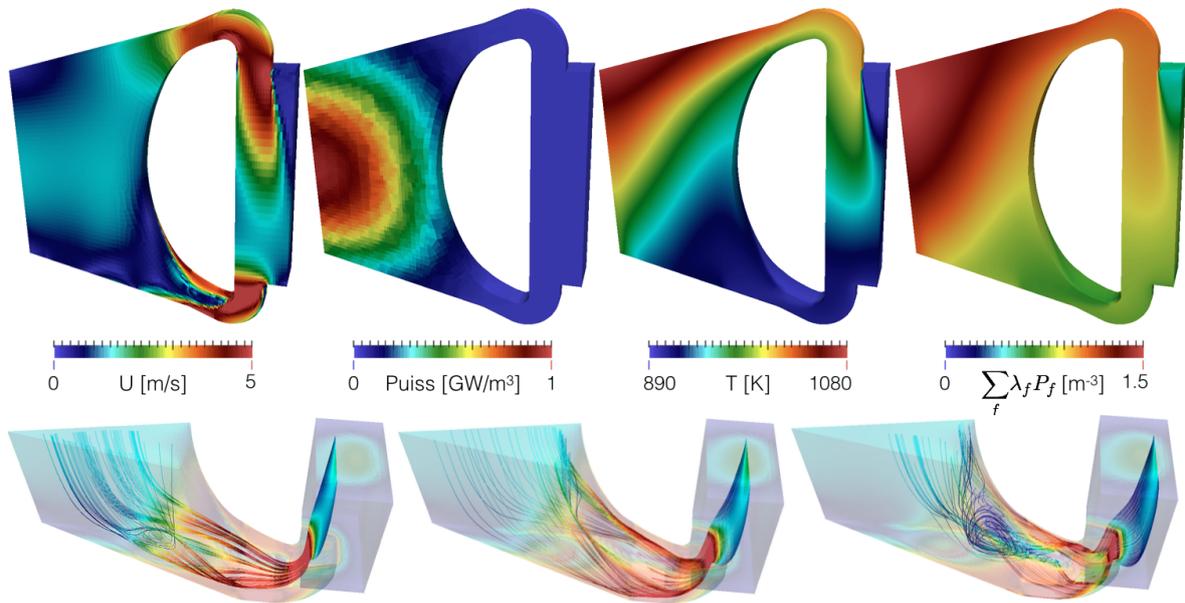


FIGURE 4.7 – Simulation de l'état stationnaire du MSFR avec TFM-OpenFOAM extrait de [34]. Haut (de gauche à droite) : distribution du module de la vitesse, distribution de puissance produite, distribution de température du combustible et distribution de la source de neutrons retardés, normalisée à 1. Bas : lignes de courant colorées par le module de la vitesse locale (avec différentes coordonnées de départ)

4.3.2 Comparaison entre PANDAS et TFM-OpenFOAM

Pour vérifier les résultats du code PANDAS, présenté section 4.2, et en particulier le couplage neutronique thermohydraulique dans le circuit combustible, les résultats du code PANDAS sont comparés à ceux du code TFM-OpenFOAM sur un même transitoire. En particulier, un transitoire d'insertion de réactivité de 1000 pcm en une seconde est présenté ici. Les insertions de réactivité peuvent provenir d'une modification de la composition ou de la forme du cœur. Ces données n'étant pas directement accessibles dans les codes de calcul utilisés, il est possible d'influer sur d'autres paramètres pour simuler l'insertion de réactivité. Dans PANDAS, le nombre de neutrons par fission ν est modifié sur l'ensemble du cœur. Dans TFM-OpenFOAM, c'est le coefficient multiplicatif des matrices de fissions qui est ajusté de manière à insérer 1000 pcm linéairement en une seconde.

Les valeurs de la simulation avec TFM-OpenFOAM sont extraites de [34]. Dans cette simulation, le circuit combustible est modélisé ainsi que l'échange avec le circuit intermédiaire au niveau de l'échangeur combustible-intermédiaire. La géométrie du circuit combustible correspond à la géométrie de référence présentée au chapitre 1. L'échangeur de chaleur est modélisé par un milieu poreux dans lequel le coefficient d'échange global entre le sel combustible et le sel intermédiaire est calculé localement en fonction de la vitesse et de la température du sel combustible. La température du sel intermédiaire est quant à elle supposée uniforme. Afin de comparer un transitoire similaire, le mode T du code PANDAS est ici adapté afin d'avoir une température uniforme du sel intermédiaire dans l'échangeur. De plus, le coefficient de

transfert thermique global H est ajusté sur celui du code TFM-OpenFOAM.

Les résultats obtenus pour la réactivité, la puissance et la température moyenne du combustible sont présentés sur la figure 4.8. Pour la réactivité, la variable observée avec les deux codes n'est pas identique. La variable de sortie de TFM-OpenFOAM est l'écart à la criticité prompt $k_p - 1$. Pour s'y comparer, la variable $\rho - \beta$ est affichée pour le calcul PANDAS, avec ρ la réactivité calculée grâce au coefficient de multiplication $k_{eff,coeur}$ défini en sous-section 4.2.4. Ces deux variables sont comparables dans le sens où l'atteinte de la criticité prompt revient à avoir une réactivité égale à la fraction de neutrons retardés.

Le déroulement du transitoire est similaire dans les deux simulations. L'insertion de réactivité entraîne une augmentation de la puissance, produisant elle-même un accroissement de la température. La valeur maximale de $k_p - 1$ avec TFM-OpenFOAM est de -45 pcm et celle de $\rho - \beta$ avec PANDAS est de -60 pcm. L'effet des contre-réactions thermiques est visible avant la fin de la rampe de réactivité avec une diminution de la réactivité et une rupture de pente pour la puissance. La puissance maximale est atteinte au bout d'une seconde, soit à la fin de l'insertion de réactivité. Elle vaut 1,36 GW avec TFM-OpenFOAM et 1,34 GW avec PANDAS. Après l'insertion, la réactivité et la puissance diminuent brusquement tandis que la température continue de croître mais avec une pente plus douce. Le regain de réactivité après environ deux secondes provient de l'arrivée en cœur du sel combustible froid provenant des échangeurs de chaleur. La température maximale est atteinte au bout d'environ 3,3 secondes et vaut 1085 K avec TFM-OpenFOAM contre 1090K avec PANDAS. En fin de transitoire, une stabilisation à un nouvel état d'équilibre est observée ; ce nouvel état est quasiment identique pour les deux codes. Il est caractérisé par une réactivité identique à la réactivité initiale, une nouvelle température et une nouvelle puissance. La température finale est de 1083 K pour TFM-OpenFOAM et de 1084 K dans PANDAS. Elle dépend de la réactivité insérée et des contre-réactions qui sont a priori similaires dans les deux codes. La puissance finale produite est de 5,97 GW avec les deux codes. Elle dépend de la température de l'intermédiaire et du coefficient d'échange global dans l'échangeur. Or le H de PANDAS ayant été ajusté sur celui de TFM-OpenFOAM pour ce calcul, il est cohérent que la même puissance finale soit atteinte.

Pour conclure, un bon accord est donc constaté sur la puissance et sur la température moyenne du combustible. Pour la réactivité, un écart de 43 de pcm existe entre $k_p - 1$ dans TFM-OpenFOAM $\rho - \beta$ dans PANDAS à l'état stationnaire. Cette différence peut provenir de :

- la forme du cœur : cylindrique dans PANDAS et hyperboloïdale dans TFM-OpenFOAM ;
- la résolution 1D dans PANDAS contre 3D dans TFM-OpenFOAM ;
- les hypothèses simplifiées concernant l'écoulement en cœur dans PANDAS (débit constant) ne rendant pas compte des variations locales de vitesse ;
- un traitement différent de l'importance des neutrons retardés dans TFM-OpenFOAM par rapport à l'équation de la diffusion résolue dans PANDAS.

Dans la section suivante, différents transitoires sont étudiés avec le code PANDAS. Les critères choisis pour évaluer la sûreté du MSFR pendant ces transitoires sont choisis avec des marges de sûreté importantes afin de pallier les écarts du code système par rapport aux codes plus précis tels que TFM-OpenFOAM.

4.3. LE CODE MULTI-PHYSIQUE TFM-OPENFOAM

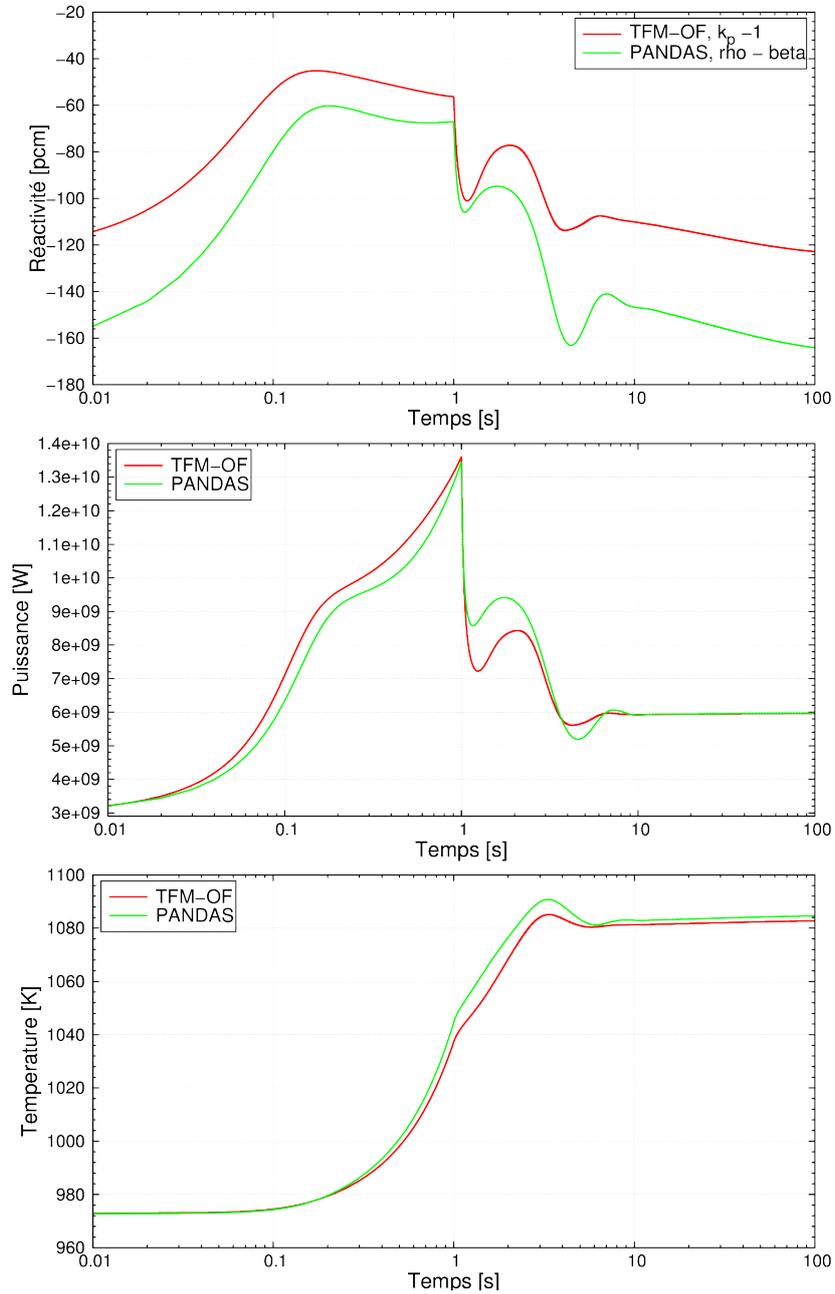


FIGURE 4.8 – Réactivité, puissance et température moyenne du combustible en fonction du temps pour un transitoire d'insertion de réactivité de 1000 pcm linéairement en 1s avec PANDAS et TFM-OpenFOAM (TFM-OF)

4.4 Étude de transitoires incidentels et accidentels

Afin d'implémenter des dispositions de sûreté adéquates dans le design, il est nécessaire d'évaluer les conséquences des événements initiateurs listés au chapitre 2. Dans l'idéal, tous les événements initiateurs de la liste resserrée devraient être étudiés. Dans cette section, le choix a été fait de présenter au minimum un transitoire par famille afin d'illustrer le comportement général des initiateurs de la famille. De plus, seules les familles impliquant des effets sur la neutronique et/ou la thermohydraulique sont étudiés. Pour évaluer les conséquences de ces événements initiateurs, des transitoires non protégés ont été ou sont réalisés avec différents codes de calculs. Nous ne présentons ici de manière détaillées que les résultats de code système PANDAS, présenté en section 4.2, qui ont été obtenus dans le cadre de cette thèse. Les résultats d'autres simulations réalisées par ailleurs sont mentionnés, quand cela est nécessaire, afin d'apporter des compléments d'informations.

Avant l'étude des transitoires, des critères de sûreté sont définis dans la sous-section 4.4.1 de manière à pouvoir quantifier les conséquences des événements. Puis, le comportement du réacteur est étudié pour les familles «insertion de réactivité» en sous-section 4.4.2, «sur-refroidissement du combustible» en sous-section 4.4.3, «perte de l'extraction de chaleur du combustible» en sous-section 4.4.4 et «perte de débit du combustible» en sous-section 4.4.5.

4.4.1 Définition des critères de sûreté

Afin d'évaluer les conséquences des transitoires, il est d'usage de définir des critères de découplage (par exemple en température ou en pression). Le respect de ces critères permet de garantir la disponibilité, l'investissement ou la sûreté de l'installation. La définition de tels critères est en cours pour le MSFR. Dans le cadre de cette thèse, des critères préliminaires ont été définis de manière à pouvoir quantifier les conséquences des transitoires étudiés et déterminer si des systèmes de protection sont ou non nécessaires. Ces critères, décrits ci-après, sont plus à considérer comme des ordres de grandeurs que comme des critères précis. En outre, un seul jeu de critère est donné ici. Par la suite, des critères différents devront être définis pour les incidents, les accidents et les événements limitant.

Tout d'abord, la température du combustible doit être limitée afin d'éviter l'endommagement des composants du circuit en contact avec le sel. Parmi les composants les plus sensibles, se trouvent les pompes et les échangeurs de chaleur. Le matériau constituant les plaques de l'échangeur de chaleur n'est pas encore fixé et différentes options sont à l'étude. L'hastelloy-N possède l'avantage d'être bien connu et facilement usinable mais c'est aussi le moins résistant vis à vis d'une élévation de température. Afin de se placer dans le cas le plus contraignant, les études qui suivent considèrent donc des parois en hastelloy-N. L'échangeur de chaleur constitue dans ce cas le composant du circuit le plus sensible aux élévations de température. Le premier critère consiste donc en une limite de température maximale du combustible située à 1100°C (soit 1373 K). Cette limite permet de conserver une marge à la température de fusion du matériau situé entre 1300°C et 1400°C [41]. D'autre part, le fait que le combustible soit à 1373 K ne signifie pas que les matériaux sont à cette température ; ils seront en réalité à une température inférieure car le sel est mauvais conducteur. Une marge suffisamment grande est donc utilisée ici ; elle permet de tenir compte des incertitudes du calcul et du manque d'information sur la tenue du matériau à haute température. En cas de risque de dépassement de

ce critère lors d'un transitoire, la procédure envisagée est de vidanger le combustible. Celle-ci doit alors permettre d'évacuer l'ensemble du combustible avant que cette température ne soit atteinte.

Ensuite, le combustible doit rester à l'état liquide. Le second critère consiste donc en une limite de température minimale du combustible située à 858 K, soit la température de solidification du combustible. En réalité, une température ponctuellement inférieure à la température de solidification n'entraîne pas nécessairement la solidification du combustible. Ce critère permet donc de conserver une marge à la solidification suffisante. En cas de risque de dépassement de ce critère, le réacteur doit être arrêté car la solidification du combustible dans les échangeurs peut empêcher la circulation correcte du sel. Une procédure doit alors être pensée pour reliquéfier le sel. Celle-ci pourrait simplement constituer en une diminution de l'extraction de chaleur pendant le temps nécessaire à la fusion du combustible grâce à la puissance résiduelle.

En plus de quantifier les conséquences des transitoires étudiés, ces critères délimitent la zone de validité du calcul. En effet, en dessous de la température de solidification les phénomènes liés à la solidification du fluide ne peuvent pas être simulés avec le code utilisé, de même que la dégradation des matériaux au-delà de la limite de température haute. Les simulations présentées ci-après sont donc valides uniquement entre les deux bornes définies par les critères de sûreté.

4.4.2 Insertion de réactivité

Parmi les événements initiateurs de la famille « insertion de réactivité », listés au chapitre 2, les événements des catégories incidents et accidents correspondent tous à des insertions de réactivité inférieures à 1000 pcm. La plupart de ces événements ont de plus une cinétique supérieure à la seconde car ils nécessitent une diffusion due au mouvement du combustible (par exemple, le transport de matière fissile précipité des échangeurs de chaleur vers le cœur). Certains des événements de la catégorie événements limitants représentent des insertions de réactivité supérieures, mais ils impliquent alors une déformation importante de la géométrie du circuit combustible (par exemple, une augmentation du volume du cœur) qui n'est pas modélisable avec le code PANDAS. Ils ne seront donc pas détaillés ici.

Afin d'étudier un cas enveloppe de la catégorie des accidents, une insertion de réactivité globale (sur l'ensemble du cœur) de 1000 pcm est réalisée linéairement en 0,1s. Cette insertion de réactivité est effectuée avec les différents modes d'extraction de chaleur du code : le mode puissance extraite imposée à l'échangeur combustible-intermédiaire (P1), le mode puissance extraite imposée à l'échangeur intermédiaire-conversion (P2) et le mode température de l'intermédiaire imposée en entrée de l'échangeur de chaleur combustible-intermédiaire (T). Cet exemple, en plus d'être dimensionnant pour les études d'insertions de réactivité, est donné à titre pédagogique avec pour vocation d'expliquer les différences entre les modes d'extraction de chaleur.

Les résultats du transitoire sont présentés sur la figure 4.9. La réactivité affichée ici, ainsi que pour les transitoires des sous-sections suivantes, correspond à la réactivité obtenue grâce au coefficient de multiplication $k_{eff,circuit}$ calculé sur l'ensemble du circuit combustible et

CHAPITRE 4. ÉTUDE DES RISQUES NEUTRONIQUES ET THERMOHYDRAULIQUES

défini par la formule 4.23. Les résultats des transitoires peuvent se découper en quatre zones temporelles : jusqu'à 0,1 s, de 0,1 à 1 s, de 1 s à 10 s et supérieur à 10 s.

$t < 0,1$ s : L'évolution de la réactivité, de la puissance et de la température moyenne du cœur en début de transitoire, pour les temps inférieurs à la seconde, ne dépend que de la neutronique et de la thermique en cœur. En effet, seul le sel présent dans le cœur est impacté pour des temps très inférieurs au temps de circulation du combustible qui est d'environ 4 secondes. Cela se confirme en observant les températures en branche chaude et froide qui sont stables en début de transitoire. L'évolution première du transitoire est donc équivalente quel que soit le mode d'extraction de chaleur utilisée. L'augmentation de la réactivité conduit à une augmentation de la puissance, avec un pic de puissance maximal aux alentours de 109 GW. Il entraîne un accroissement de la température en cœur. L'insertion est suffisamment importante et brutale pour mener au régime de sur-criticité prompte ($\rho > \beta$). L'élévation importante de la puissance et de la température qui en résulte permet d'abaisser temporairement la réactivité sous le seuil de criticité prompte jusqu'à ce que les effets des contre-réactions ne deviennent inférieurs à la réactivité insérée donnant lieu à un nouvel accroissement de la réactivité. Ce phénomène d'oscillation autour de la criticité prompte est observé pendant toute la durée de la rampe de réactivité, jusqu'à $t = 0,1$ s. Un amortissement est visible avec une diminution relativement importante de l'amplitude des oscillations au bout de 0,1 s.

$0,1$ s $< t < 1$ s : A la fin de l'insertion, la réactivité et la puissance diminuent grâce aux contre-réactions tandis que la température continue de croître mais avec une pente plus douce. Après quelques dixièmes de secondes un nouveau rebond, de faible amplitude, apparaît. Il est dû au mouvement du combustible entraînant le sel chaud hors du cœur et amenant du sel froid provenant des échangeurs en cœur. Cependant, le sel combustible n'ayant pas encore réalisé un tour de circuit complet, la température du sel en entrée du cœur est constante sur cette période. L'évolution du transitoire est donc toujours équivalente quel que soit le mode d'extraction de chaleur utilisé.

1 s $< t < 10$ s : Après 1 s, temps caractéristique de déplacement du sel entre les échangeurs et le cœur, le comportement du réacteur dépend du mode de transfert de chaleur choisi. En effet, vers $t \approx 1$ s, le sel chauffé en cœur par l'insertion de réactivité arrive dans les échangeurs. Dans le mode P1, l'extraction de puissance est constante au niveau de l'échangeur combustible-intermédiaire et égale à 3 GW. Dans les modes P2 et T, l'extraction de puissance au niveau de ce premier échangeur dépend de la fonction de transfert de chaleur $HS\Delta T$. La température du combustible augmente mais pas celle d'entrée de l'intermédiaire (dans le mode P2 cela est vrai tant que le sel intermédiaire n'a pas effectué un tour complet). Par conséquent, la fonction $HS\Delta T$ augmente, de même que la puissance extraite. Le sel combustible dans l'échangeur de chaleur est donc moins bien refroidi en mode P1 qu'en mode T ou P2. Un rebond de la température apparaît lorsque ce sel chaud retourne en cœur, vers $t \approx 4$ s. Il est logiquement plus important en mode P1 où une température de 1120 K est atteinte. Il entraîne une baisse de la réactivité, là encore, bien plus importante en mode P1 qu'en mode T ou P2.

$t > 10$ s : Après 10 s, le réacteur se stabilise vers un nouvel équilibre caractérisé par une réactivité nulle. La température finale moyenne du cœur dépend uniquement de la quantité de

réactivité insérée et des contre-réactions thermiques. Une valeur approchée peut être obtenue grâce à un calcul rapide :

$$T_{final} = T_{initial} - \frac{\rho}{d\rho/dt} \quad (4.26)$$

En prenant, $T_{initial} = 975$ K, $\rho = 1000$ pcm et $d\rho/dt = -8$ pcm/K [34], une température finale de 1100 K est obtenue. Cette valeur est proche de la température de 1090 K donnée par le code. La puissance finale atteinte dépend du mode d'extraction de chaleur choisi. En mode P1, la puissance redevient identique à la puissance initiale, soit 3 GW, puisqu'elle est imposée par l'extraction de chaleur. L'écart entre les températures en branche chaude et branche froide, d'environ 97 K, est identique en début et en fin de transitoire. En mode T, la température d'entrée de l'intermédiaire dans l'échangeur combustible-intermédiaire est inchangée tandis que la température du combustible est plus élevée en fin de transitoire. La valeur finale de $HS\Delta T$ est ainsi plus élevée et la puissance extraite plus importante. Elle s'élève à environ 4,7 GW. Cela se répercute directement sur l'écart entre les températures en branche chaude et branche froide qui vaut environ $97K \times \frac{4,7GW}{3GW} = 152K$ en fin de transitoire. La nouvelle puissance d'équilibre dépend du coefficient de transfert thermique H de l'échangeur de chaleur. Par exemple, le calcul de la figure 4.8 a été réalisé avec un coefficient de transfert thermique ajusté sur celui de TFM-OpenFOAM et supérieur à celui utilisé pour le transitoire présenté ici ; il conduit à une puissance finale plus élevée. En mode P2, l'évolution du transitoire, qui suivait celle du mode T pendant les dix premières secondes de transitoires, s'en détache. En effet, le temps de circulation du sel intermédiaire est d'environ 10s. L'extraction de chaleur étant imposée dans l'échangeur intermédiaire-conversion, le sel intermédiaire n'est pas refroidi jusqu'à sa température initiale. Ce sel intermédiaire revient donc avec une température plus élevée dans l'échangeur de chaleur combustible entraînant une baisse de l'extraction de chaleur. De cette manière, le mode P2 rejoint progressivement le même état final que le mode P1. La période des oscillations visibles sur les courbes de la réactivité, de la puissance et des températures correspond au temps de circulation du circuit intermédiaire.

Rappelons que ce transitoire est un cas enveloppe de par la quantité de réactivité insérée et la rapidité de l'insertion. Il n'est associé à aucun des événements identifiés au chapitre 2 dans la catégorie des accidents et est plus violent que ces derniers. Pourtant, les températures maximales atteintes pendant le transitoire ne dépassent pas le critère de sûreté et l'intégrité des structures du circuit combustible n'est pas compromise. Toutefois, le circuit n'étant pas dimensionné pour fonctionner à de telles température sur des temps longs, un système ou une procédure doit être prévue pour arrêter le réacteur. De plus, un système pourrait être utilisé pour abaisser la température de criticité en fin de transitoire et la ramener à sa valeur nominale.

D'autres études d'insertions de réactivité pour le MSFR ont été réalisées hors du cadre de cette thèse et sont notamment disponibles dans [40, 34, 113]. Afin de se placer dans un cadre plus contraignant encore mais néanmoins réaliste, il est intéressant de calculer des accidents d'insertions de réactivité à basse puissance, lorsque l'action des contre-réactions thermiques est encore faible. Des transitoires de ce type sont présentés dans [111] dans le cadre de l'étude des accidents d'insertion de réactivité au démarrage du réacteur.

CHAPITRE 4. ÉTUDE DES RISQUES NEUTRONIQUES ET THERMOHYDRAULIQUES

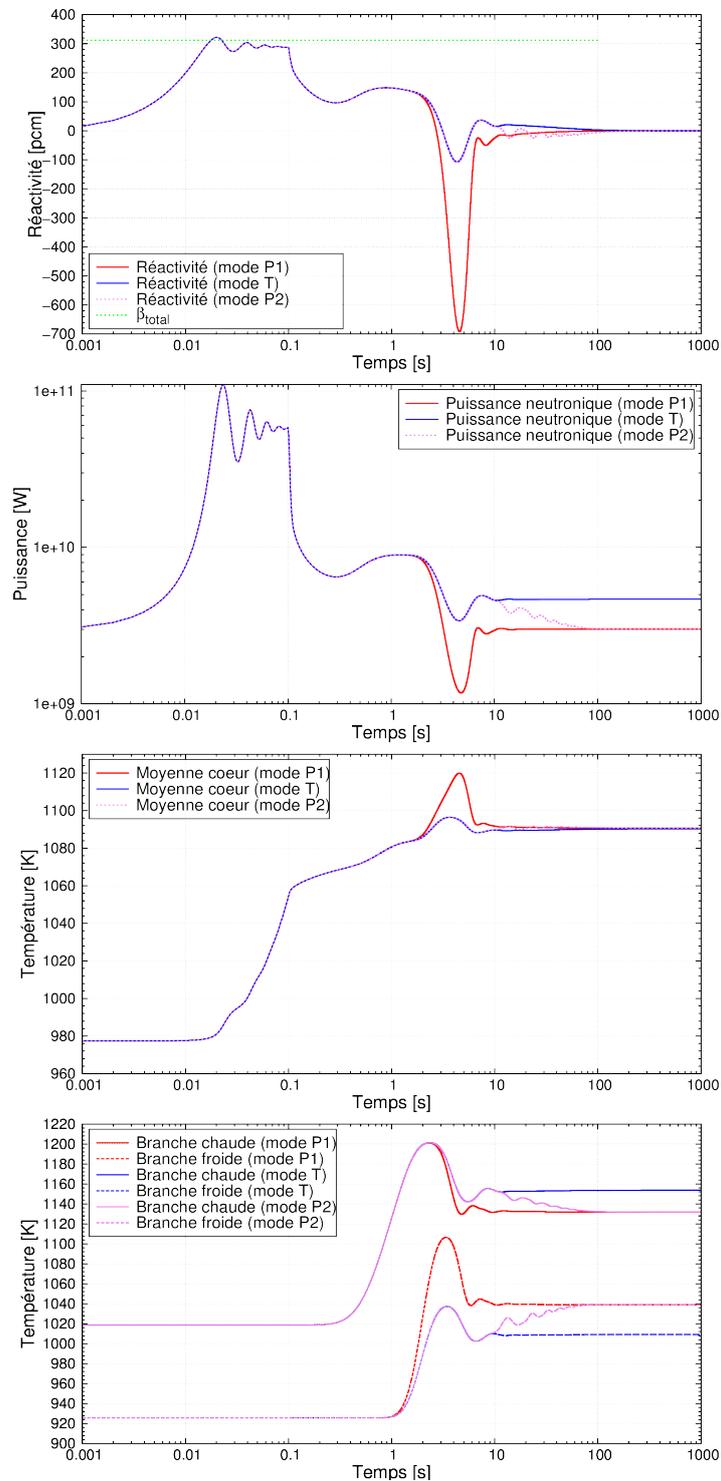


FIGURE 4.9 – Réactivité, puissance, température moyenne coeur et température des branches chaude et froide en fonction du temps pour un transitoire d'insertion de réactivité de 1000 pcm en 0.1 s

4.4.3 Sur-refroidissement du combustible

En raison des coefficients de contre-réaction négatifs du MSFR, un refroidissement du sel combustible entraîne une insertion de réactivité positive. Cet effet est utilisé pour le pilotage du réacteur mais peut s'avérer problématique lors d'un refroidissement accidentel du combustible. Parmi les évènements initiateurs de la famille sur-refroidissement du combustible identifiés au chapitre 2, le « sur-refroidissement au niveau du circuit de conversion » a été classé dans la catégorie des incidents. Il se traduit par un sur-refroidissement du sel intermédiaire et donc une arrivée de sel intermédiaire trop froid dans les échangeurs combustible-intermédiaire. Ce scénario est étudié ici en mode T. L'état stationnaire correspondant à une puissance de 3 GW est obtenu pour une température du fluide intermédiaire en entrée de l'échangeur combustible-intermédiaire de 782 K. Le transitoire est ensuite réalisé en baissant instantanément cette température.

Parmi tous les sels envisagés pour le circuit intermédiaire, celui qui possède la température de fusion la plus basse est le fluoroborate avec une température de fusion à 657 K (voir tableau 1.8). Le sur-refroidissement suivant a été réalisé en baissant instantanément la température d'entrée de l'intermédiaire à 657 K, soit une baisse de 125 K. Ce transitoire constitue, de par la baisse importante de température et son caractère instantané, un cas enveloppe pour les sur-refroidissements du combustible à puissance nominale. Les résultats associés sont présentés en figure 4.10. La baisse de la température est appliquée 0,01 s après le début du transitoire.

La baisse de la température d'entrée de l'intermédiaire dans l'échangeur combustible intermédiaire entraîne une augmentation de la puissance extraite par l'échangeur, gouvernée par le terme $HS\Delta T$, et un sur-refroidissement du combustible dans l'échangeur. La température en branche froide atteint ainsi sa température minimale de 878 K au bout d'environ 2,2 s. Lorsque cette vague de sel combustible froid arrive en cœur, elle donne lieu à une augmentation de la réactivité de 109 pcm (à $t \approx 2,4$ s) et une augmentation de la puissance neutronique produite avec un maximum de 5,4 GW. Le dépôt de puissance dans le combustible entraîne une élévation de la température en sortie du cœur. Lorsque cette vague de sel chaud revient en cœur, à $t \approx 6,6$ s, elle donne lieu à une légère baisse de la réactivité. Après cette oscillation due à la circulation du sel combustible, le réacteur se stabilise à une nouvelle puissance de 4,8 GW. L'augmentation de la puissance se retrouve sur la différence de température entre branche chaude et branche froide atteignant 150 K en fin de transitoire.

Les risques associés à un transitoire de sur-refroidissement sont principalement une température trop élevée en branche chaude ou une température trop basse en branche froide. Concernant le scénario étudié, la température en branche froide reste supérieure à la température de solidification du combustible, située à 858 K, avec une marge d'environ 20 K. Toutefois, il est probable que la température au niveau des plaques soit localement inférieure à 858 K. Des calculs plus précis doivent donc être menés pour évaluer le risque de solidification lors de ce transitoire. La température en branche chaude reste très inférieure à 1373 K avec une marge de plusieurs centaines de degrés (elle ne dépasse pas les 1045 K). Le réacteur réagit donc très bien à des transitoires de sur-refroidissement à puissance nominale.

D'autres études de sur-refroidissement pour le MSFR ont été réalisées hors du cadre de cette thèse et sont notamment disponibles dans [40, 34, 113]. En dehors d'une température

CHAPITRE 4. ÉTUDE DES RISQUES NEUTRONIQUES ET THERMOHYDRAULIQUES

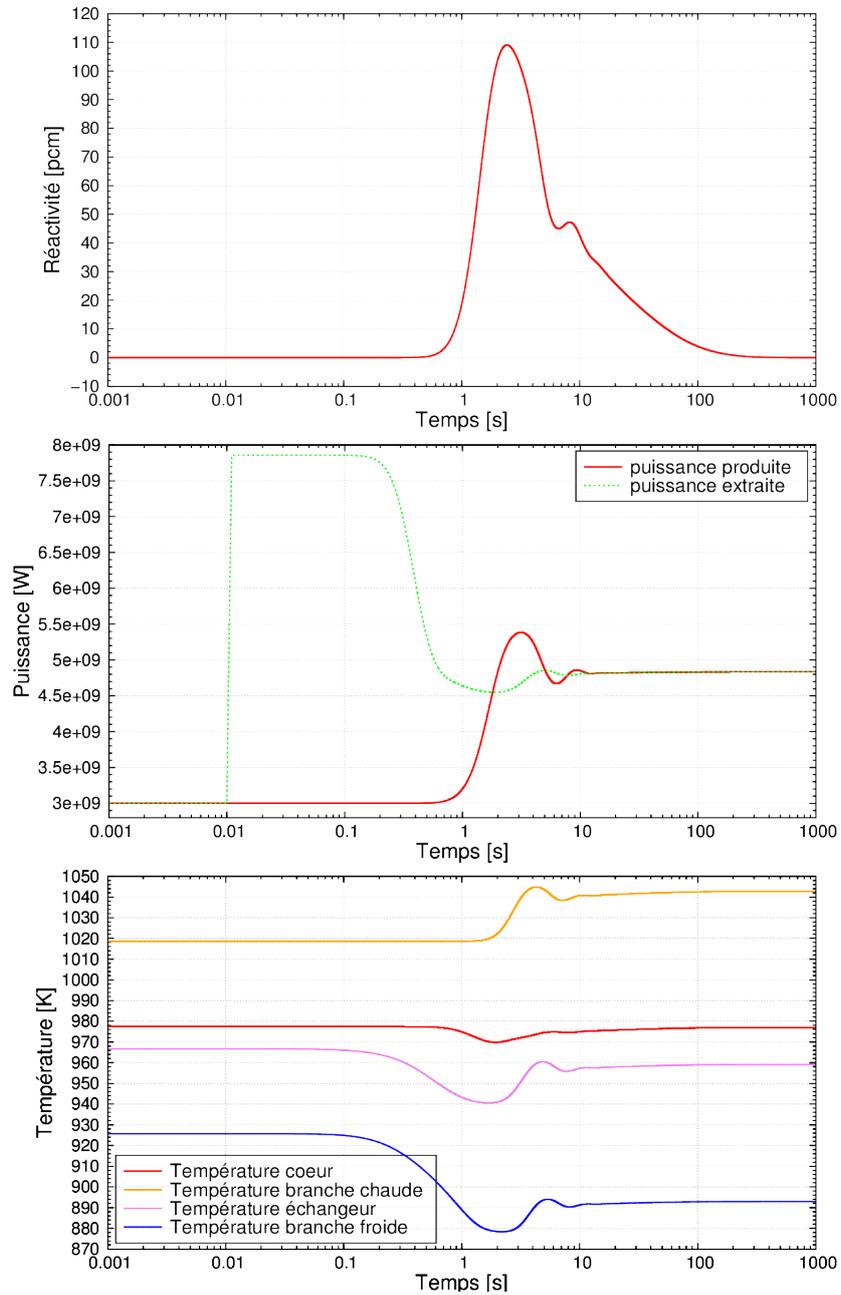


FIGURE 4.10 – Réactivité, puissance et température en fonction du temps pour un transitoire de sur-refroidissement du circuit combustible (par baisse de la température d’entrée de l’intermédiaire dans l’échangeur à 650 K)

trop basse de l’intermédiaire, les autres initiateurs possibles de sur-refroidissement du combustible sont la circulation du sel combustible à une vitesse trop élevée ou la circulation de l’intermédiaire à une vitesse trop élevée. Ces deux initiateurs ont également été classés dans la catégorie des incidents au chapitre 2. L’effet d’une circulation trop rapide du combustible a été étudiée dans [40]. De la même manière que pour les accidents de réactivité, les accidents

de sur-refroidissement doivent être étudiés à basse puissance pour se placer dans une situation plus contraignante. Des transitoires de baisse de la température d'entrée de l'intermédiaire dans l'échangeur à basse puissance sont présentés dans [111, 110].

4.4.4 Perte de l'extraction de chaleur

Les événements de la famille « perte de l'extraction de chaleur » impactent directement la deuxième fonction de sûreté : évacuation de la puissance. Leur étude est très importante dans la démonstration de sûreté du réacteur. Deux transitoires de perte de l'extraction de chaleur sont présentés ici. Dans les deux cas, la puissance extraite est réduite linéairement en 1s de 100% à 0% de la puissance nominale. Ces transitoires constituent des cas enveloppe de par la rapidité de la baisse d'extraction de chaleur imposée et l'annulation de toute évacuation de chaleur après une seconde. Cette hypothèse revient à considérer le système comme adiabatique et à négliger, par exemple, la conduction à travers les parois du circuit combustible dont la température est contrôlée grâce au système de refroidissement des parois.

Le premier cas étudié est une perte de l'extraction de puissance au niveau de l'échangeur entre les circuits combustible et intermédiaire ; il est réalisé avec le mode P1. Ce transitoire peut être associé à l'évènement initiateur « perte complète du sel intermédiaire ». Cet événement a été classé au chapitre 2 dans la catégorie des événements limitants. Sa probabilité d'occurrence est donc extrêmement faible. Les résultats du transitoire sont présentés en figure 4.11.

La perte de puissance extraite entraîne l'arrivée en cœur, après un délai d'environ une seconde, de sel combustible non refroidi. Celui-ci conduit à la baisse de la réactivité et à l'extinction de la réaction en chaîne visible sur le premier graphique en partant du haut. Le second graphique présente l'évolution de la puissance extraite (qui est imposée), neutronique, résiduelle et totale produite. La puissance totale produite rassemble à la fois la puissance neutronique et la puissance résiduelle. En début de transitoire, la puissance produite dans le combustible est dominée par la puissance neutronique. L'arrêt de la réaction en chaîne conduit à une extinction de la puissance de fission ; celle-ci est progressive en raison des fissions dues aux neutrons retardés qui jouent un rôle important en début de transitoire. Un peu moins de 29 secondes après le début du transitoire, la puissance neutronique devient inférieure à la puissance résiduelle ; la puissance totale produite est alors dominée par le terme de puissance résiduelle. La puissance produite dans le circuit combustible étant supérieure à la puissance extraite, la température du combustible, présentée sur le dernier graphique, augmente. Son accroissement est rapide en raison des fissions produites par les neutrons retardés, uniquement en début de transitoire, et de la puissance résiduelle, sur toute la durée du transitoire. La température de 1373 K, correspondant au critère de sûreté défini en sous-section 4.4.1, est dépassée au bout d'environ 12 minutes. Les oscillations visibles sur les graphiques de la réactivité, de la puissance et de la température ont une période de 3,9 s et sont dues à la circulation du combustible. Ces oscillations s'estompent progressivement en raison de l'homogénéisation apportée par le terme d'advection, assurant le transport de la température entre les cellules. Cette homogénéisation correspond à une diffusion numérique. En réalité, il y aurait bien un mélange du sel dû à la turbulence et donc une homogénéisation physique de la température. Toutefois, l'amortissement des oscillations obtenu par le code n'a a priori aucune raison d'avoir la même cinétique que l'amortissement physique.

CHAPITRE 4. ÉTUDE DES RISQUES NEUTRONIQUES ET THERMOHYDRAULIQUES

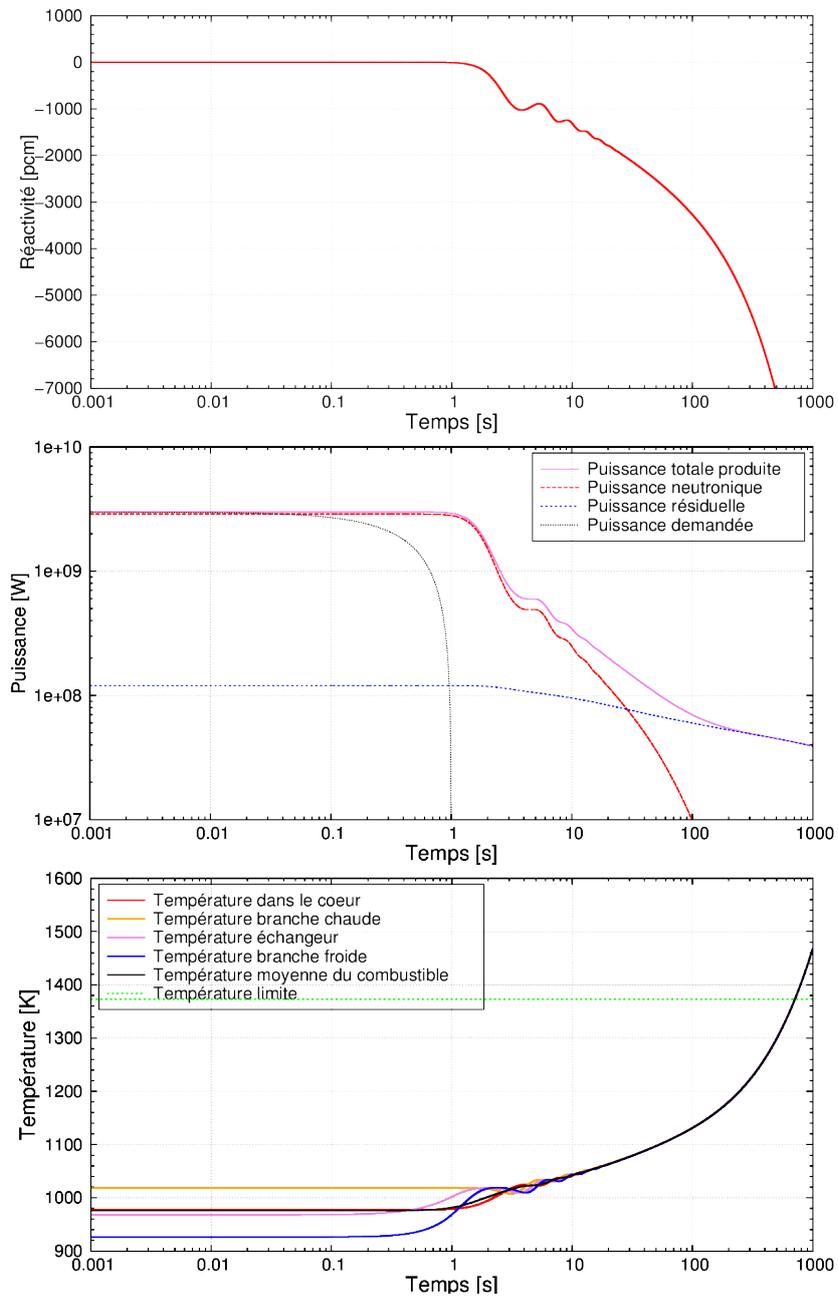


FIGURE 4.11 – Réactivité, puissance et température moyenne du combustible en fonction du temps pour un transitoire de perte de l'extraction de chaleur au niveau de l'échangeur combustible-intermédiaire

Le second cas étudié est une perte d'extraction de puissance au niveau de l'échangeur entre le circuit intermédiaire et le circuit de conversion ; il est réalisé avec le mode P2. Il peut être associé à l'évènement initiateur « perte d'extraction de la chaleur au niveau du circuit de conversion ». Cet évènement a été classé au chapitre 2 dans la catégorie des incidents. Les

4.4. ÉTUDE DE TRANSITOIRES INCIDENTELS ET ACCIDENTELS

résultats du transitoire sont présentés en figure 4.12.

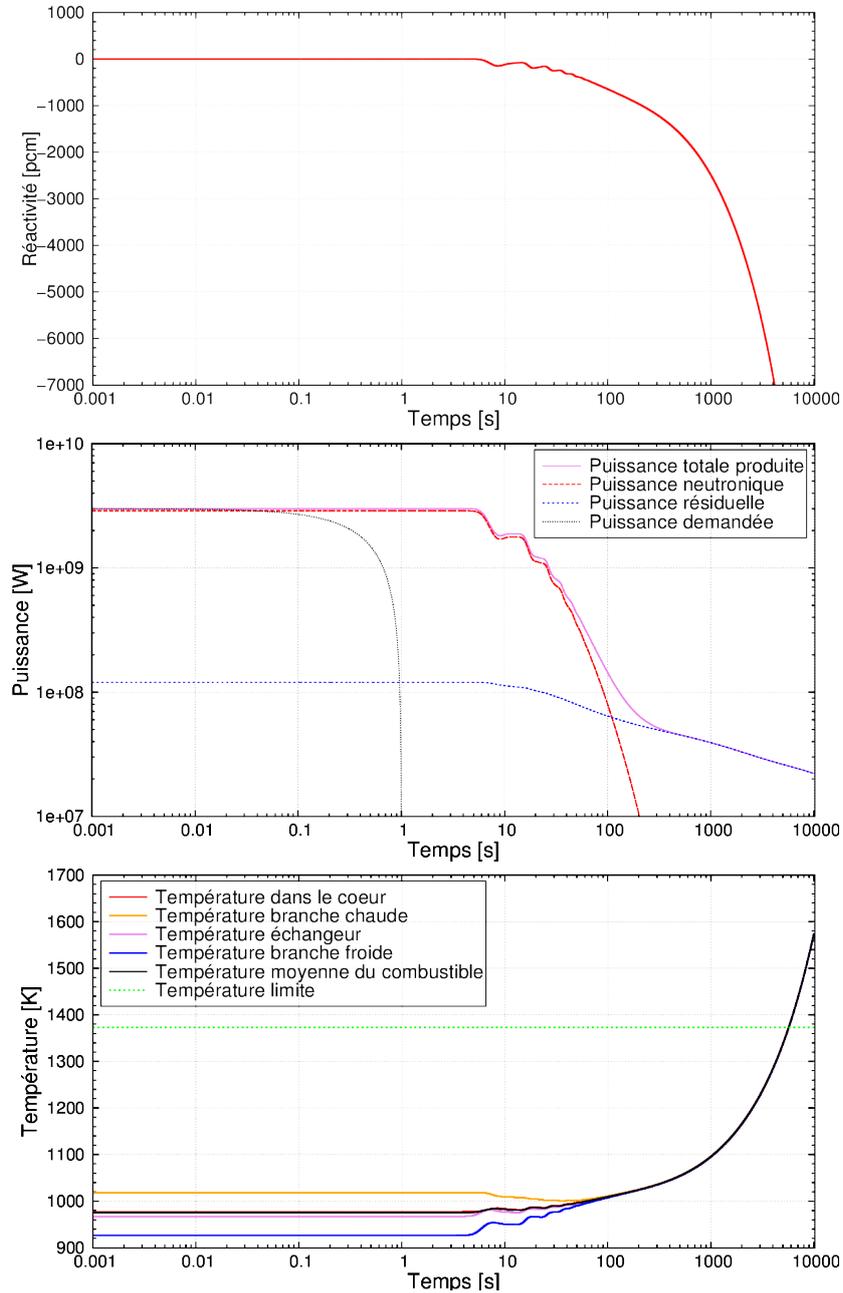


FIGURE 4.12 – Réactivité, puissance et température moyenne du combustible en fonction du temps pour un transitoire de perte de l'extraction de chaleur au niveau de l'échangeur intermédiaire-conversion

Comme pour le transitoire précédent, la perte de l'extraction de chaleur entraîne l'arrivée d'une vague de sel combustible non refroidi en cœur. Toutefois, son influence sur la réactivité n'apparaît qu'environ 6 secondes après le début du transitoire. Ce délai correspond à la

somme du temps de transport du sel l'intermédiaire de l'échangeur intermédiaire-conversion vers l'échangeur combustible-intermédiaire (soit environ 5 s) et du temps de transport du sel combustible de l'échangeur combustible-intermédiaire vers le cœur (soit environ 1 s). Le déroulement du transitoire est similaire au précédent mais avec des amplitudes et une cinétique différentes. La prise en compte du circuit intermédiaire fournit une plus grande inertie thermique. En effet, le combustible n'atteint 1373 K qu'après un peu plus d'une heure trente de transitoire. Les oscillations dues à la circulation du combustible ne sont pas visibles ici en raison de la lenteur du transitoire et de la dilatation d'échelle. Les oscillations présentes sur les courbes de la réactivité, de la puissance et des températures proviennent de la circulation du sel intermédiaire et ont une période de 10 s. De même que pour les oscillations dues à la circulation du sel combustible, l'amortissement de ces oscillations et l'homogénéisation de la température sont obtenus par diffusion numérique et, bien que le phénomène d'homogénéisation soit physique, la cinétique qui lui est associée n'est pas représentative de la réalité.

Le risque associé aux événements de la famille « perte de l'extraction de chaleur » est l'élévation de la température du sel combustible et l'atteinte d'une température dommageable pour les composants du circuit. Dans le premier cas, représentatif de l'évènement « perte complète du sel intermédiaire » dont la probabilité d'occurrence est très faible, le critère de température maximale est dépassé après environ 12 minutes. La procédure préconisée est de vidanger le combustible afin de pouvoir le refroidir. La vidange doit donc être terminée avant que cette température ne soit atteinte. Dans le second cas, représentatif de l'évènement « perte d'extraction de la chaleur au niveau du circuit de conversion » dont la probabilité est plus grande, le critère n'est atteint qu'après environ 1h30. Grâce à l'inertie apportée par les 100 m³ de sel intermédiaire, une plus longue période de grâce est ainsi disponible avant que le critère de sûreté ne soit dépassé et que la vidange soit nécessaire. De plus, l'implémentation dans le design d'un système de refroidissement de secours du sel intermédiaire serait ici bénéfique car il permettrait de conserver le sel combustible en cœur.

Des transitoires de perte de l'extraction de chaleur au niveau de l'échangeur combustible-intermédiaire ont été réalisés en dehors du cadre de cette thèse et sont notamment disponibles dans [40, 113]. La perte d'extraction de chaleur au niveau de l'échangeur intermédiaire-conversion pour le MSFR n'a à la connaissance de l'auteur pas été étudiée avec d'autres codes que PANDAS à ce jour.

4.4.5 Perte de débit du sel combustible

Tout comme la perte de puissance extraite, la perte de débit du sel combustible impacte la fonction de sûreté « évacuation de la chaleur ». Parmi les événements de la famille « perte de débit combustible », les événements initiateurs « rupture ou blocage de toutes les pompes du circuit combustible » et « blocage de tous les secteurs du circuit combustible » ont été classés dans la catégorie des événements limitants au chapitre 2. Ce sont donc des événements dont la probabilité d'occurrence est extrêmement faible. Toutefois, leur étude est utile pour le dimensionnement des dispositifs de protection. Ces événements entraînent un arrêt ou une diminution potentiellement rapide de la circulation du combustible. Des études sont actuellement en cours pour améliorer le design du circuit combustible de manière à favoriser la circulation naturelle en cas de perte de débit. Toutefois, il est probable que la circulation naturelle ne soit pas disponible dans le cas d'un blocage des secteurs ou d'un blocage / d'une

rupture des pompes. Afin de se placer dans la situation la plus contraignante, nous considérons dans l'étude suivante que la circulation naturelle est empêchée.

Le transitoire associé à ces événements est simulé en mode T et en diminuant le débit du combustible jusqu'à l'annuler linéairement en une seconde. Le coefficient de transfert thermique dans l'échangeur de chaleur dépend du débit grâce à la méthode décrite dans la section 4.2. Cette méthode conduit à l'annulation du coefficient de transfert dans l'échangeur de chaleur à vitesse nulle. Après 1 seconde, la circulation toujours active de l'intermédiaire n'a donc plus aucune influence et le circuit combustible peut être considéré comme un système adiabatique. Le résultat du transitoire est présenté en figure 4.13.

Jusqu'à une seconde de transitoire, une légère baisse de la température du sel dans l'échangeur et en branche froide est visible. En effet, la vitesse du sel diminuant, le sel passe plus de temps dans les échangeurs et y est plus refroidi. A partir d'une seconde, ce refroidissement s'arrête totalement en raison de l'annulation du coefficient de transfert thermique dans les échangeurs. D'autre part, l'arrêt de la circulation entraîne l'élévation de la température du cœur. En raison des contre réactions négatives, celle-ci conduit à une baisse importante de la réactivité et donc de la puissance neutronique traduisant l'étouffement de la réaction en chaîne. Par rapport au transitoire de perte de l'extraction de puissance présenté en figure 4.11, aucune oscillation due à la circulation du combustible n'apparaît ici car le mouvement du combustible s'arrête avant que le sel présent dans les échangeurs en début de transitoire n'ait pu se déplacer jusqu'au cœur. A vitesse nulle, le mélange du sel n'est plus effectué car le terme d'advection assurant le transport de la température, des précurseurs de neutrons retardés et des précurseurs de puissance résiduelle s'annule. De ce fait, les températures dans les différentes zones du circuit combustible (cœur, branche chaude, échangeur et branche froide) évoluent de manière distincte. L'augmentation de la température moyenne du cœur est due à la fois aux fissions produites par les neutrons retardés (uniquement en début de transitoire) et à la puissance résiduelle (sur toute la durée du transitoire). L'augmentation de la température des autres zones du circuit combustible ne provient que de la puissance résiduelle. La température moyenne en cœur augmente donc plus rapidement que celle des autres zones et elle devient supérieure à la température en branche chaude, située à environ 1020 K, un peu plus de 3 secondes après le début du transitoire. Après environ 21 s, la puissance neutronique devient inférieure à la puissance résiduelle ; la puissance totale produite est alors dominée par le terme de puissance résiduelle. La dérivée temporelle de la température du combustible est alors identique quelle que soit la zone du circuit observée. Le cœur possède toujours la température moyenne la plus élevée. Celle-ci dépasse la limite de 1373 K après environ 10 minutes tandis que la température en branche chaude ne les atteint qu'après une douzaine de minutes.

Le réalisme des résultats présentés ici est limité par les modèles implémentés dans le code système PANDAS. D'une part, la conduction thermique dans le combustible y est négligée. Cette approximation est tout à fait valide en fonctionnement nominal puisque le transport advectif est alors bien plus grand que la diffusion thermique. Toutefois, elle ne l'est plus à vitesse nulle. Ensuite, la méthode utilisée pour le calcul du coefficient de transfert thermique dans les échangeurs de chaleur n'est valide qu'en régime turbulent, pour un écoulement dont le nombre de Reynolds est supérieur à 10000. Elle constitue une approximation pessimiste pour les faibles vitesses et à vitesse nulle. En effet, le coefficient de transfert thermique obtenue avec cette méthode est égal à zéro à vitesse nulle et à faible vitesse, il est plus faible

CHAPITRE 4. ÉTUDE DES RISQUES NEUTRONIQUES ET THERMOHYDRAULIQUES

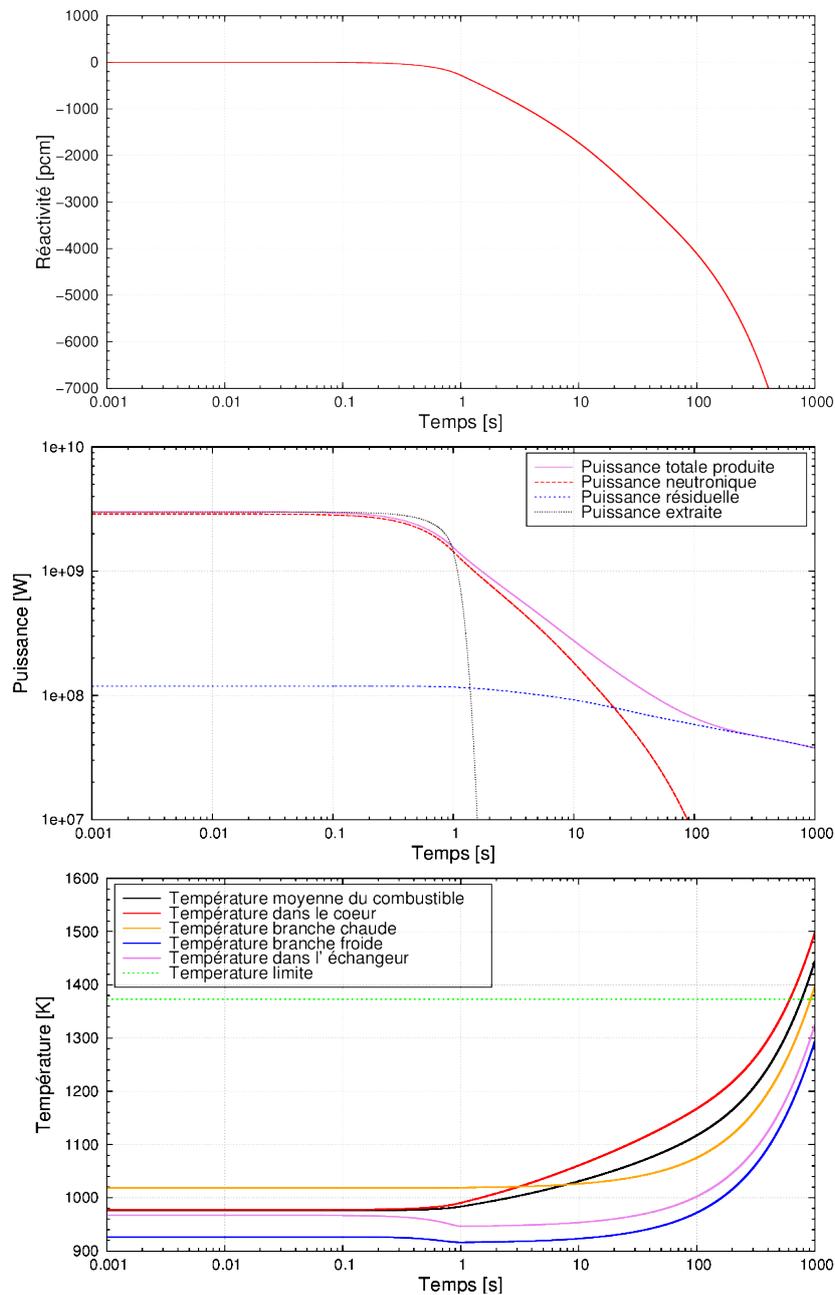


FIGURE 4.13 – Réactivité, puissance et température en fonction du temps pour un transitoire de perte de débit du circuit combustible

que ce qui aurait été obtenu en utilisant une corrélation pour le calcul du Nusselt en régime d'écoulement laminaire. Ces approximations conduisent à une évaluation plus pessimiste du transitoire qu'elle ne l'aurait été avec des modèles plus précis. Pour améliorer le code, il faudrait tenir compte de la diffusion thermique et implémenter un calcul différent du coefficient de transfert en fonction du régime d'écoulement (laminaire ou turbulent).

Comme pour la famille « perte de l'extraction de chaleur », le risque associé aux événements de la famille « perte de débit combustible » est l'élévation de la température du sel et l'atteinte d'une température dommageable pour les composants du circuit combustible. Bien que la température moyenne du cœur soit plus élevée que celle des autres zones, le risque d'endommagement associé est faible car aucune structure en cœur n'est prévue dans le MSFR. La température en branche chaude est plus contraignante car le combustible s'y trouvant est en contact avec les pompes et le haut des échangeurs de chaleur. C'est donc sur la base de cette température que le respect du critère de sûreté doit être vérifié ; celui-ci est ainsi dépassé après environ 12 minutes. Le combustible doit donc être vidangé avant que ce moment ne soit atteint. L'étude de cet événement conduit aux mêmes conclusions que l'évènement « perte complète du sel intermédiaire » concernant la rapidité de déclenchement et d'évacuation du sel lors de la vidange d'urgence. Bien qu'il ne soit pas visible ici, le risque de solidification du sel combustible dans l'échangeur de chaleur n'est pas à exclure pour les accidents de perte de débit. En effet, si le coefficient de transfert thermique obtenu à vitesse nulle et résultant de la conduction dans le sel combustible permet un transfert thermique supérieur à la chaleur produite par la puissance résiduelle dans l'échangeur, alors la température du sel combustible dans l'échangeur est amenée à baisser. Si, de plus, la température de l'intermédiaire est inférieure à la température de solidification du combustible, il y a alors un risque de solidification du sel combustible dans l'échangeur. La compétition entre la production de chaleur résiduelle et son évacuation par conduction thermique ainsi que le risque de solidification restent à évaluer et nécessitent l'implémentation d'un modèle plus précis.

Parmi les autres événements de la famille « perte de débit combustible », la défaillance des pompes primaires a été classée dans la catégorie des incidents au chapitre 2. L'étude de cet événement est intéressante car sa probabilité d'occurrence est plus importante que celle de l'évènement présenté précédemment. De même que pour le blocage de tous les secteurs ou la rupture / le blocage de toutes les pompes, cet événement entraîne la perte du débit combustible. Cependant, la cinétique est différente car l'arrêt des pompes se fait avec un délai supérieur à la seconde. Des systèmes peuvent de plus être prévus pour augmenter l'inertie et allonger le délai avant l'arrêt complet des pompes. Un délai d'arrêt de 30 s a été utilisé dans [40] et semble raisonnable. De plus, l'arrêt des pompes n'empêche a priori pas la mise en place de la circulation naturelle. Celle-ci permet le maintien d'un débit minimal et l'évacuation de la puissance résiduelle. Le sel combustible peut alors être maintenu dans le circuit combustible et la vidange d'urgence n'est pas nécessaire. Des calculs de perte de débit avec des délais allant jusqu'à 30s et tenant compte de la circulation naturelle sont disponibles dans [40].

Enfin le blocage d'un ou plusieurs secteurs et la rupture / le blocage d'une ou plusieurs pompes ont été identifiés comme des accidents et l'arrêt des pompes d'un ou plusieurs secteurs comme un incident au chapitre 2. A la différence du transitoire étudié, ces événements n'impliquent une perte ou une diminution du débit que dans certains secteurs de refroidissement. L'étude de ces transitoires permettrait d'évaluer l'élévation de température dans les secteurs bloqués, l'impact sur la circulation en cœur et sur la température des autres secteurs. Dans le cas d'un arrêt d'une ou plusieurs pompes, il est possible qu'une circulation résiduelle permette un refroidissement des secteurs. Ces transitoires doivent être réalisés avec un code permettant une modélisation plus précise de l'écoulement et la simulation de plusieurs secteurs au comportement indépendant.

4.5 Conclusion et perspectives

Le code système PANDAS a été développé pour la simulation des transitoires incidentels et accidentels. Il a été comparé avec le code couplé TFM-OpenFOAM. Les résultats obtenus sont satisfaisants malgré une différence d'une quarantaine de pcm sur la valeur de la réactivité à équilibre. La cause exacte de cette différence reste à éclaircir et différentes pistes sont envisagées telles que la prise en compte des effet 3D, la forme du cœur, l'écoulement en cœur et une possible différence sur la prise en compte de l'importance des neutrons retardés. D'autres comparaisons sont en cours avec TFM-OpenFOAM, le code système LiCore et le code COUPLE.

Ensuite, différentes pistes sont possibles pour l'amélioration du code système PANDAS. Concernant la neutronique, une résolution à plusieurs groupes en énergie et une discrétisation 2D du cœur sont envisagées. Elles permettraient d'améliorer la précision des calculs mais impacteraient également le temps de calcul. Or, conserver des temps de calculs courts et des modèles simples fait partie des objectifs du code système. Il faudra donc évaluer le gain en précision par rapport aux calculs actuels afin de déterminer si ces ajouts sont pertinents ou non. Du point de vue de la thermohydraulique, il est envisagé d'implémenter la variation des paramètres thermiques, tels que la capacité calorifique, avec la température. De plus, le code PANDAS étant développé pour la simulation de transitoires incidentels accidentels, dont les transitoires de perte de débit, il doit simuler correctement les situations à bas ou faible débit. Par conséquent, le calcul du coefficient d'échange thermique avec la température doit être amélioré pour prendre en compte les écoulements non turbulents. De plus, l'hypothèse permettant de négliger le terme de conduction thermique se base sur le nombre de Peclet élevé des sels combustible et intermédiaire pour un fonctionnement à régime nominal. Cette hypothèse devient invalide pour des vitesses de circulation trop basses ou nulles. Le terme de conduction thermique doit donc être ajouté à l'équation 4.11, au moins pour les transitoires de perte de débit ou de diminution importante du débit. Ensuite, la géométrie du système étudié pourrait être mieux prise en compte. Par exemple, la forme du cœur peut être améliorée afin de simuler la géométrie de référence actuelle. Il serait également intéressant de simuler plusieurs secteurs afin de pouvoir étudier les événements initiateurs n'affectant qu'un ou plusieurs secteurs (par exemple, la défaillance d'une seule pompe du circuit combustible) et non l'ensemble des secteurs simultanément. Finalement, la modélisation de l'échangeur intermédiaire-conversion doit être améliorée et la modélisation du circuit de conversion doit être implémentée. Elle permettra de simuler l'ensemble du réacteur, de la production de chaleur jusqu'à la source froide et aux turbines produisant l'électricité. Toutefois, peu d'informations sont actuellement disponibles sur ces systèmes et les designs de l'échangeur intermédiaire-conversion et du circuit de conversion devront d'abord être définis par ailleurs avant d'être modélisés dans PANDAS.

Le code système PANDAS a ensuite été utilisé pour réaliser différents transitoires afin d'évaluer les conséquences des événements initiateurs identifiés au chapitre 2. Les transitoires d'insertion de réactivité et de sur-refroidissement du combustible impactent directement la fonction de contrôle de la réactivité. Les transitoires réalisés démontrent un bon comportement du réacteur face aux variations de la réactivité, qu'elles proviennent d'une modification de la composition du combustible (présenté en section 4.4.2) ou de la température du combustible (présenté en section 4.4.3). Le réservoir d'expansion et la présence d'un niveau libre est importante pour ces événements car ils permettent la dilatation du combustible sous l'effet de

la température. En effet, l'absence de niveau libre entraînerait, en cas d'insertion de réactivité, un blocage de l'effet de contre-réaction thermique lié à la densité et une montée en pression du circuit combustible. Dans le design envisagé pour le MSFR, un nombre de niveaux libres et un volume suffisant sont prévus pour que la probabilité de bouchage des niveaux libre soit extrêmement faible. Ensuite, le critère de température maximale n'est pas dépassé dans les transitoires étudiés et la vidange d'urgence n'est donc a priori pas nécessaire pour protéger les composants de l'élévation de température. En cas d'insertion de réactivité provenant d'une modification de la composition du combustible, un dispositif peut être envisagé pour ramener la température de criticité à sa valeur nominale en fin de transitoire. Cela pourrait être fait en augmentant le débit du système de bullage. En cas de sur-refroidissement du combustible, la solidification du combustible dans les échangeurs fait partie des risques identifiés. Les études réalisées montrent que la température moyenne du combustible en branche froide et dans les échangeurs reste supérieure à la température de solidification. Toutefois, une étude plus précise, permettant d'avoir des informations locales sur la température au niveau des plaques/canaux de l'échangeur de chaleur, doit être menées pour mieux évaluer le risque de solidification du combustible pendant ce transitoire.

Les transitoires de perte de l'extraction de puissance et de perte de débit impactent directement la fonction d'évacuation de la puissance du combustible. Ils induisent un arrêt de la réaction en chaîne et une élévation importante de la température du combustible provenant à la fois des fissions dues aux neutrons retardés et de la puissance résiduelle. Dans les cas d'une perte de l'extraction de chaleur au niveau de l'échangeur combustible-intermédiaire (présenté en section 4.4.4) ou dans le cas d'une perte de débit du combustible (présenté en section 4.4.5), l'utilisation du système de vidange d'urgence apparaît comme nécessaire. Ainsi, ces transitoires sont dimensionnants pour le design de l'EDS puisqu'ils permettent d'avoir une idée du temps disponible pour déclencher la vidange et évacuer le combustible du circuit avant que le critère de sûreté ne soit atteint. Un système doit être pensé pour le déclenchement de la vidange. Celui-ci doit être rapide en cas d'accident présentant une faible inertie mais doit aussi permettre d'utiliser l'inertie disponible (via les pompes par exemple), si elle est importante, pour refroidir le combustible et attendre que la puissance due aux fissions retardés et à la puissance résiduelle diminue avant de vidanger. Pour répondre à ce besoin, une solution consiste à déclencher la vidange sur un critère physique telle que l'atteinte d'une certaine température (tel que présenté dans [114]) ou une élévation du niveau du combustible (qui pourrait par exemple être mesurée dans le réservoir d'expansion ou via un système à débordement) jusqu'à une limite prédéfinie. Ce dernier critère se ramène en réalité à une élévation de température puisque l'élévation du niveau provient d'une dilatation du combustible dictée par la température moyenne du combustible. Par exemple, une température moyenne du combustible de 1050 K peut être proposée pour le déclenchement de la vidange. Une fois la vidange déclenchée, la question du temps de vidange doit ensuite être discutée. Elle sera abordée dans le chapitre 5. Dans le cas d'une perte de l'extraction de chaleur au niveau de l'échangeur intermédiaire-conversion (présenté section 4.4.4), un délai beaucoup plus grand est disponible avant le dépassement de la limite de température maximale. La vidange d'urgence peut alors certes être utilisée mais il serait alors plus judicieux d'implémenter un système de refroidissement de secours de l'intermédiaire pour conserver le combustible en cœur. Ainsi, ces études mettent en lumière l'intérêt de certains systèmes de sûreté existants ou l'utilité d'en implémenter de nouveaux et/ou d'améliorer les existants. L'ensemble des dispositifs de sûreté permettant de prévoir l'occurrence ou de mitiger les conséquences des événements initiateurs

CHAPITRE 4. ÉTUDE DES RISQUES NEUTRONIQUES ET THERMOHYDRAULIQUES

forme l'architecture de sûreté du réacteur qui est plus précisément décrite en chapitre 6 et est évaluée avec la méthode des lignes de défense.

Toutes les conclusions tirées de ces études sont basées sur des valeurs moyennes par zone du circuit combustible. En réalité, un fort gradient peut exister au sein d'une zone. Des valeurs locales sont certes disponibles en sortie du code PANDAS mais la géométrie étant grossièrement représentée, ces valeurs seraient probablement peu représentatives. Pour évaluer ces transitoire avec des critères locaux, des codes plus précis devront être utilisés. Enfin, les critères de sûreté utilisés ici ne sont que provisoires. La limite de température haute est basée sur l'utilisation d'un échangeur de chaleur avec des plaques en hastelloy-N. Si une autre option est choisie, telle que le carbure de silicium ou le molybdène, alors la limite en température sera beaucoup plus élevée. Dans ce cas, les parois de l'échangeur de chaleur pourraient ne plus être le composant limitant vis à vis d'une élévation de température et la résistance des pompes et du système de bullage aux hautes températures devront être pris en compte dans l'étude.

Chapitre 5

Études de design pour le système de vidange d'urgence

Ce chapitre porte sur l'étude du design d'un système de sûreté spécifique au MSFR : le système de vidange d'urgence. Le dimensionnement de ce système est ici étudié au travers de calculs de criticité, de thermique et d'hydraulique. Ces études ont pour vocation de contraindre les différents sous-systèmes, c'est à dire les vannes de vidange, le système de transfert et le réservoir de vidange afin de garantir leur sûreté en toute circonstance.

Sommaire

5.1	Problématique	150
5.2	Etude du temps de vidange et dimensionnement des vannes de vidange	151
5.3	Étude de la criticité du système de vidange	154
5.3.1	Méthode	154
5.3.2	Application au système de transfert	154
5.3.3	Application au réservoir de vidange	158
5.4	Étude de l'évacuation de la chaleur dans le réservoir de vidange	164
5.4.1	Problématique	164
5.4.2	Méthode utilisée pour les calculs de thermique	166
5.4.3	Résultats	168
5.5	Conclusions	173

5.1 Problématique

L'analyse de sûreté du MSFR, présentée au chapitre 2, a permis d'identifier un certain nombre de composants et systèmes jouant un rôle clé dans la sûreté du réacteur. En particulier, l'EDS constitue une ligne de défense forte, tel que présenté au chapitre 6, apparaissant dans de nombreuses séquences accidentelles comme dans certains des transitoires présentés au chapitre 4. Il permet, en cas d'accident menant à une augmentation de la température ou de la pression dans le circuit combustible, de vidanger le sel vers un réservoir d'urgence, l'EDT situé sous le cœur du réacteur. Une description générale du design, présentée au chapitre 1, a été donnée au début du projet SAMOFAR, et des études sont menées pour dimensionner précisément le système. L'objectif de ce chapitre est de participer au dimensionnement de l'EDS par des réflexions et des études permettant de contraindre sa géométrie.

Le système de vidange d'urgence doit répondre à un cahier des charges comportant des contraintes à la fois liées à la sûreté et à l'exploitation du réacteur. Ainsi, comme dans toute zone du réacteur, les trois fonctions de sûreté doivent être assurées par l'EDS. Elles se déclinent dans ce système de la façon suivante :

- Le système doit offrir une configuration sous-critique du combustible à toutes les étapes de la vidange.
- Le système doit être capable d'assurer l'évacuation de la puissance résiduelle à la fois sur les temps courts, lorsque la puissance résiduelle est encore importante, et sur les temps longs. De plus, la variation de température du combustible doit être limitée durant le temps de transfert pendant lequel le combustible passe du cœur au réservoir de vidange. Un écoulement rapide du sel combustible, une fois la vidange déclenchée, est donc préférable. D'une part, l'échauffement du sel dû à la puissance résiduelle pendant la vidange est ainsi limité et le sel se trouve au plus vite dans une configuration dans laquelle il peut être refroidi. D'autre part, si la température du combustible et/ou sa puissance résiduelle sont faibles (par exemple, dans le cas d'une vidange du sel de démarrage), un transfert rapide permet de limiter le risque de bouchon dû à la solidification rapide du combustible.
- Le système doit être étanche pour confiner les matières radioactives.

Ensuite, plusieurs modes de défaillances ou événements ont été identifiés pour le système comme susceptibles de créer un sur-accident au moment de la vidange. Ils peuvent être classés en trois familles :

- Blocage de la vidange, c'est à dire un événement empêchant l'écoulement du combustible lorsque celui-ci est dans le système de transfert ;
- Perte du refroidissement du système ;
- Perte d'étanchéité du système.

Il est intéressant d'étudier ces situations dès l'étape de design, afin de limiter leur probabilité d'occurrence et leurs conséquences.

Enfin, la vidange d'urgence est prévue pour être réversible. Pour l'exploitant, il est préférable que le réacteur soit rapidement redémarable après utilisation du système de vidange et donc le sel combustible facilement récupérable une fois vidangé. Il est préférable de conserver le sel combustible à l'état liquide le plus longtemps possible afin de pouvoir le réinjecter dans le circuit combustible, via les réservoirs de stockage. Pour cela il est envisagé d'une part d'augmenter l'inertie thermique du système et d'autre part d'utiliser des résistances ther-

5.2. ETUDE DU TEMPS DE VIDANGE ET DIMENSIONNEMENT DES VANNES DE VIDANGE

miques pour chauffer et reliquéfier le sel solidifié.

Pour mieux comprendre comment ces contraintes influent sur le dimensionnement du système de vidange, trois études sont menées. La première porte sur le dimensionnement des vannes de vidange en fonction du temps de vidange souhaité. Ensuite des études de criticité sont réalisées en section 5.3 pour contraindre la géométrie du système de manière à garantir que les configurations sélectionnées sont sous-critiques. Enfin, la dernière section porte sur l'étude de l'évacuation de la chaleur dans l'EDT et l'obtention d'un design capable de fournir une inertie thermique suffisante pour maintenir le sel combustible à l'état liquide le plus longtemps possible tout en limitant les températures atteintes dans le réservoir.

5.2 Etude du temps de vidange et dimensionnement des vannes de vidange

En cas d'accident nécessitant la vidange du combustible, il est nécessaire, qu'une fois la vidange déclenchée, l'évacuation du sel du circuit combustible soit suffisamment rapide afin de limiter l'endommagement des composants du circuit et d'éviter que le combustible arrive dans l'EDS à une température déjà trop élevée.

Un calcul a été réalisé par l'entreprise INOPRO en 2014 pour évaluer le temps de vidange en se basant sur un design particulier comportant 16 vannes de 250 mm de diamètre [115]. Cette simulation a été réalisée avec le code CFD OpenFOAM. Les temps de vidange correspondant à l'ouverture d'une vanne et des 16 vannes simultanément sont représentés par des croix rouges sur la figure 5.1.

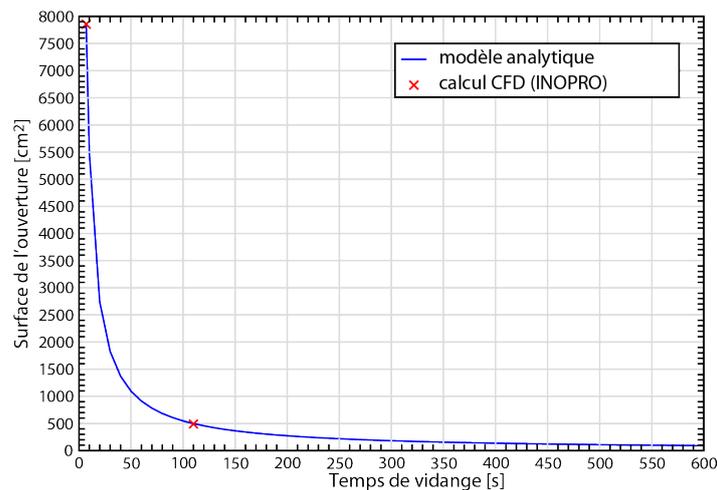


FIGURE 5.1 – Surface de vidange nécessaire en fonction du temps de vidange requis

L'étude présentée ici vise à aborder le problème sous un autre angle et à donner des indications sur la taille que devrait avoir le ou les orifices de vidange pour satisfaire les critères de sûreté. Ainsi, le but de ce calcul est de déterminer une première approximation de

CHAPITRE 5. ÉTUDES DE DESIGN POUR LE SYSTÈME DE VIDANGE D'URGENCE

la surface de vidange ou le rayon de l'orifice de vidange nécessaire pour que le sel combustible soit vidangé en un temps donné. L'objectif étant d'avoir un ordre de grandeur, un modèle analytique simple est utilisé. Ses hypothèses sont les suivantes :

- le fluide est considéré parfait ;
- le circuit combustible est assimilé à un réservoir cylindrique de 18 m^3 ;
- l'ouverture d'un seul orifice de vidange est considérée.

La géométrie étudiée est représentée en figure 5.2.

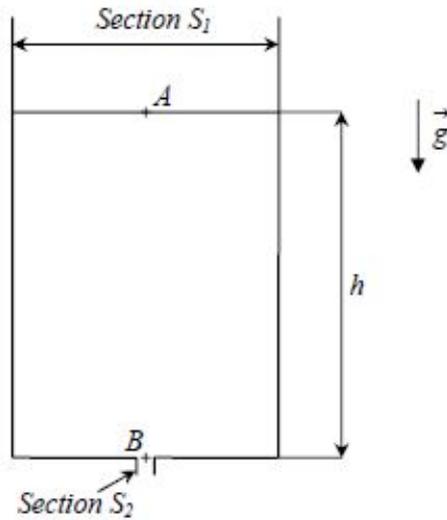


FIGURE 5.2 – Schéma de la géométrie simplifiée considérée pour le circuit combustible

Soient :

- h : hauteur du cœur = 2,2 m ;
- g : gravité ;
- T : Temps de vidange ;
- r_1 : rayon du cœur ;
- s_1 : section du cœur ;
- r_2 : rayon de l'orifice de vidange ;
- s_2 : section de l'orifice de vidange ;
- v_A : vitesse au niveau libre du combustible ;
- v_B : vitesse à l'orifice.

D'après la loi de conservation du débit $v_A \cdot S_1 = v_B \cdot S_2$ et d'après la loi de Torricelli $v_B = \sqrt{2 \cdot g \cdot h}$, ce qui permet d'exprimer la vitesse du combustible au niveau libre comme :

$$v_A = -\sqrt{2 \cdot g \cdot h} \cdot \frac{S_2}{S_1}$$

En intégrant l'expression précédente entre 0 et T , nous pouvons montrer que la surface de vidange s'exprime comme :

$$S_2 = \pi \cdot r_1^2 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot h}{g}} \cdot \frac{1}{T}$$

Cette formule permet de calculer la surface de vidange nécessaire en fonction du temps de vidange souhaité. Le résultat en fonction du temps de vidange requis est donné sur la figure

5.2. ETUDE DU TEMPS DE VIDANGE ET DIMENSIONNEMENT DES VANNES DE VIDANGE

5.1. Les résultats obtenus s'accordent bien avec ceux du calcul CFD réalisé par INOPRO. Le choix du temps de vidange dépend du temps de grâce disponible qui diffère selon l'accident considéré. Parmi les transitoires étudiés au chapitre 2, la perte d'extraction de puissance au niveau de l'échangeur combustible-intermédiaire est le scénario entraînant l'augmentation de la température la plus importante. Bien que très peu probable, cet évènement initiateur est utile pour le dimensionnement des systèmes d'urgences tel que l'EDS. En postulant que la vidange se déclenche lorsque la température moyenne atteint 1050K, les résultats du calcul présentés en figure 4.11 indiquent un déclenchement de la vidange 13s après le début du transitoire. Le choix du temps de vidange dépend alors de l'élévation de température maximale acceptable pour le combustible en fin de vidange. Admettons que celle-ci soit limitée à 100K (soit une température de 1150K), le combustible atteint cette limite 133s après le début du transitoire, soit 120s après le déclenchement de la vidange. Pour garantir un temps de vidange en 120s, il faudrait, d'après le calcul précédent, allouer au minimum une surface d'environ 557 cm^2 soit un rayon de 12 cm. Il est probable que plusieurs orifices de vidange soit implémentés dans le design pour plus de redondance. Par exemple, avec 16 orifices de vidange et si tous les orifices s'ouvrent en même temps, la vidange peut être effectuée en 7,5 s.

Ce calcul n'a qu'une vocation illustrative. Il sera à refaire lorsque la température de déclenchement de la vidange ainsi que l'élévation de température maximale acceptable pendant la vidange seront définis. Ces températures dépendent notamment du choix des composants du circuit combustible tels que la pompe ou les échangeurs de chaleur. De plus, cette méthode ne permet que d'obtenir un ordre de grandeur et se base sur des températures moyennes dans les différentes zones du circuit combustible. Une résolution plus précise de la distribution de la température et de la vitesse lors d'une vidange est nécessaire pour évaluer l'existence de potentiels points chauds. En plus des travaux d'INOPRO cités plus haut, des calculs ont été réalisés dans le cadre de SAMOFAR pour simuler le comportement du sel lors de la vidange grâce au code de CFD OpenFOAM[116]. Cette dernière étude tend à montrer que le mélange turbulent du sel dû à la vidange tend à limiter la présence de points chauds.

Ensuite, le temps de déclenchement de la vidange n'est pas pris en compte dans le calcul précédent. Ce temps comprend l'intervalle entre la détection de la situation anormale et la commande de vidange et le temps d'ouverture de la vanne ou du dispositif de vidange. Le calcul précédent montre qu'il est nécessaire d'avoir un dispositif dont le déclenchement est rapide, très inférieur à la minute. Plusieurs dispositifs sont envisagés, tels que celui du bouchon froid qui a été étudié dans le cadre de SAMOFAR. La rapidité du déclenchement de ces systèmes est à étudier.

Si l'évacuation rapide du combustible du cœur après déclenchement de la vidange est importante pour éviter l'endommagement des composants du circuit, le temps de transfert du circuit combustible vers l'EDS doit également être étudié ainsi que la variation de la température du combustible pendant le transfert. Dans cette optique, des études sont réalisées par le Institut de technologie de Karlsruhe (KIT) pour étudier l'évolution du temps de vidange en fonction de la hauteur du conduit de vidange [117]. L'évolution de la température est dictée à la fois par la puissance résiduelle et par le transfert thermique entre le combustible et les parois du système de transfert ainsi que par conducto-convection avec le gaz inerte remplissant l'enceinte réacteur. La compétition entre ces deux phénomènes ayant des conséquences opposées sont à étudier grâce à une modélisation plus précise de l'écoulement du sel dans le

système de transfert.

5.3 Étude de la criticité du système de vidange

5.3.1 Méthode

Le système de vidange doit être conçu de manière à assurer la sous-criticité en toutes circonstances et à chacune des étapes de la vidange. Dans ce but, des études de criticité sont réalisées avec le code Monte Carlo Serpent 2. La configuration du système n'étant pas encore définie, l'objectif des calculs qui suivent est de trouver des contraintes sur la géométrie, grâce à des études paramétriques, pour aider au dimensionnement du système. Ainsi, parmi les différents paramètres d'étude, certains sont imposés, soit parce qu'ils dépendent du design d'un autre sous-système du réacteur (par exemple, celui du circuit combustible) soit en raison de considérations physiques préalables à ces études. D'autres peuvent varier à l'intérieur d'un domaine borné et ce sont ces paramètres que l'on cherche à contraindre. Enfin, certains paramètres sont calculés grâce à la connaissance des deux autres types de paramètres. Ces trois types de paramètres permettent de définir entièrement une configuration dont le coefficient de multiplication est calculé avec le code Serpent. Afin d'assurer une marge à la criticité suffisante, une configuration est validée seulement si le coefficient de multiplication associé est inférieur à 0,95. Cette limite est celle utilisée dans le bâtiment combustible des REPs, pour les espaces de stockage des matières radioactives et pour le transport des matières radioactives[118, 119].

5.3.2 Application au système de transfert

Lorsque la vidange est déclenchée, le combustible s'écoule dans le système de transfert en direction de l'EDT. Dans les études qui suivent, on considère le cas d'un blocage empêchant l'écoulement du sel et menant à une accumulation du combustible dans le collecteur et/ou le conduit de vidange.

Géométrie du système

Un schéma du système est donné en figure 5.3. Le collecteur peut être modélisé par un cône dont la pointe est tronquée et débouche sur le conduit de vidange. Son diamètre supérieur est imposé par la dimension de la structure située au dessus du collecteur, soit l'enceinte contenant le circuit combustible et les réservoirs de stockage normaux. De ce fait, le diamètre du collecteur est fixé à 12 mètres. Ce design correspond à la proposition initiale du projet SAMOFAR décrite au chapitre 1. Le conduit de vidange est de forme cylindrique. Sa hauteur (de 1 à 2m) est suffisamment faible pour limiter l'impact d'un événement de type tremblement de terre sur la structure et son rayon (de 15 à 50 cm) suffisamment large pour limiter le risque de bouchage par du sel ou par d'autres composants. Les épaisseurs des parois du collecteur et du conduit sont considérées identiques et sont de l'ordre de quelques centimètres, soit une épaisseur largement suffisante pour assurer la tenue thermo-mécanique de l'alliage le composant. On considère dans les études suivantes que l'intégralité du sel combustible est bloquée dans le système de transfert. De ce fait, le volume du combustible est fixé à 18 m³, ce qui correspond au volume de sel contenu dans le circuit combustible.

5.3. ÉTUDE DE LA CRITICITÉ DU SYSTÈME DE VIDANGE

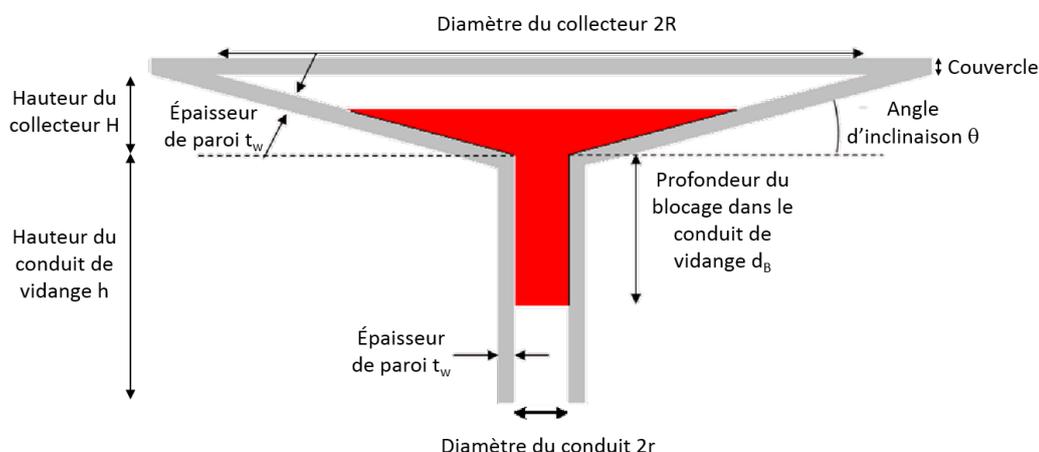


FIGURE 5.3 – Représentation schématique du système de transfert

Le tableau 5.1 liste les paramètres fixés, variables et calculés pour l'étude du système de transfert.

Paramètres fixés	
Rayon du collecteur	$R = 6 \text{ m}$
Volume de combustible	$V = 18 \text{ m}^3$
Paramètres variables	
Angle d'inclinaison	$0^\circ < \theta < 90^\circ$
Rayon du conduit	$15 \text{ cm} < r < 50 \text{ cm}$
Hauteur du conduit	$1 \text{ m} < h < 2 \text{ m}$
Profondeur du blocage dans le conduit	$0 < p_B < 2 \text{ m}$
Épaisseur de la paroi	$0 < t_w < 30 \text{ cm}$
Paramètres calculés	
Hauteur du collecteur	$H = (R - r) \tan(\theta)$
Rayon maximal du sel dans le collecteur	$r_f = \left(3 \frac{V - \pi r^2 p_B}{\pi \tan(\theta)} + r^3\right)^{1/3}$
Hauteur de sel dans le collecteur	$h_f = (r_f - r) \tan(\theta)$

TABLE 5.1 – Liste des paramètres utilisés pour l'étude du système de transfert

Résultats des études de criticité

Les études présentées dans ce paragraphe sont le résultat du stage de Carole Seuvre [120], que j'ai co-encadré. Les simulations sont réalisées avec une composition initiale du combustible correspondant à un démarrage à l'uranium 233 et un matériau de structure en hastelloy-N. Les calculs sont effectués avec la méthode de calcul critique de Serpent avec une statistique de 100000 neutrons source par cycles, 100 cycles inactifs et 500 cycles actifs. La valeur de

k_{eff} relevée est celle donnée par la méthode implicite de Serpent. La déviation standard sur la valeur de k_{eff} , pour un calcul type du système de transfert complet, est d'environ 20 pcm. Ces paramètres permettent de garantir la convergence du k_{eff} et de la source de neutrons. Dans une première approche, le conduit de vidange et le collecteur sont étudiés séparément. Puis, le système est étudié dans son ensemble dans une dernière étude.

Étude du conduit de vidange : Les parois métalliques contribuent à la réflexion des neutrons. Deux cas extrêmes ont donc été étudiés pour le conduit de vidange : le premier sans paroi et le deuxième avec une épaisseur de paroi de 30 cm, valeur à partir de laquelle le k_{eff} ne varie plus quelle que soit l'augmentation d'épaisseur de paroi. Ces deux configurations constituent des cas limites pour les études du risque de criticité. La figure 5.4 représente les couples rayon-hauteur du conduit pour lesquels le coefficient de multiplication vaut 0,95 quand le conduit de vidange est rempli de combustible. Par conséquent, les points situés sous les courbes correspondent à des configurations pour lesquelles le k_{eff} est inférieur à 0,95. Elles valident alors le critère de sûreté choisi et sont considérées comme sûres. Les configurations situées au-dessus des courbes correspondent à des configurations de k_{eff} supérieur à 0,95, et sont donc invalides. Le cas avec paroi est plus contraignant du point de vue de la criticité puisque la paroi joue un rôle de réflecteur. Les configurations pour lesquelles le critère de sûreté est respecté sont ainsi délimitées par une zone plus petite. Remarquons toutefois que les configurations possédant les dimensions envisagées pour le conduit de vidange, soit un rayon compris entre 15 et 50 cm et une hauteur entre 1 et 2 m, sont toujours situées dans la zone de validité du critère $k_{eff} < 0,95$, même dans le cas d'une paroi constituée de 30 cm d'hastelloy. Ainsi toutes les configurations envisagées pour le conduit de vidange valident le critère de sûreté et le conduit de vidange seul ne pose donc pas de problème de criticité.

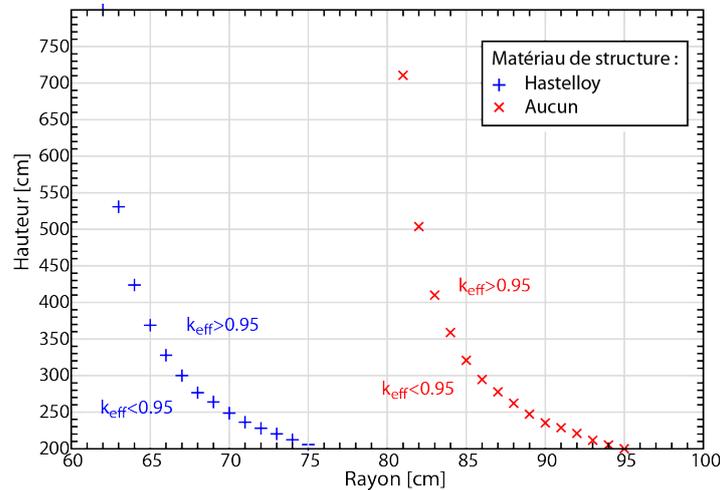


FIGURE 5.4 – Hauteur du conduit en fonction de son rayon pour un k_{eff} de 0,95

Étude du collecteur : Pour l'étude du collecteur, l'ensemble des 18 m^3 de combustible est considéré contenu dans le collecteur. Les configurations étudiées comportent une paroi de 30 cm d'épaisseur et un couvercle est ajouté au collecteur pour tenir compte de la réflexion des neutrons sur les structures situées au-dessus (notamment le réflecteur inférieur du cœur).

5.3. ÉTUDE DE LA CRITICITÉ DU SYSTÈME DE VIDANGE

Deux configurations sont étudiées : dans la première, appelée « cône simple », le rayon de conduit est nul tandis que dans la seconde, nommée « cône tronqué », un rayon de conduit de 50 cm est utilisé. Ces deux configurations permettent d'encadrer l'intervalle des rayons considérés pour le conduit (entre 15 et 50 cm). La courbe du facteur de multiplication en fonction de l'angle d'inclinaison, représentée sur la figure 5.5, montre que le k_{eff} est inférieur à 0,95 dans deux zones du graphique : pour les petits et pour les grands angles d'inclinaison. Pour les petits angles, la géométrie « cône simple » est la plus contraignante et le k_{eff} est alors inférieur à 0,95 quand l'angle d'inclinaison est inférieur à 16° ; ce qui correspond à une hauteur du collecteur de 1,7 m. Pour les grands angles, le coefficient de multiplication diminue plus rapidement pour le cône simple que pour le cône tronqué. Cependant, même dans le cas du cône simple, qui est alors la géométrie la moins contraignante, les configurations respectant le critère de sûreté ne sont obtenues que pour des angles supérieurs à 89° . Cet angle correspond à une hauteur de collecteur supérieure à 344 m, soit des configurations inenvisageables. Ainsi, un système de transfert sans conduit et avec un collecteur d'angle très important serait par exemple impossible. Seule la première option, concernant les petits angles d'inclinaison, peut être retenue. En prenant en compte des considérations hydrauliques, un angle d'inclinaison supérieur à 2° est recommandé de manière à assurer l'écoulement du combustible sur le collecteur. Suite à cette étude, les configurations retenues sont celles dont le collecteur possède un angle d'inclinaison compris entre 2 et 17° . Ces angles correspondent respectivement à des cônes de 21 cm et de 1 m 83 de haut.

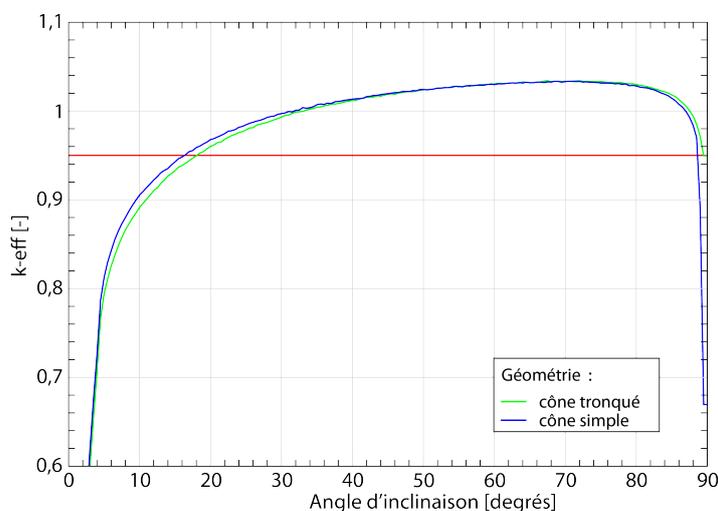


FIGURE 5.5 – k_{eff} en fonction de l'angle d'inclinaison du collecteur

Étude du système de transfert : Une troisième étude est réalisée en considérant le système de transfert dans son ensemble, quand les $18 m^3$ de sel combustible sont distribués entre le collecteur et le conduit de vidange. L'objectif est de déterminer si des configurations plus contraignantes du point de vue de la réactivité peuvent être obtenues lorsque le sel combustible se trouve en partie dans le collecteur et en partie dans le conduit. Cette situation pourrait se produire dans le cas d'un blocage dans le conduit à une profondeur donnée (tel que dessiné en figure 5.3) et peut également représenter un écoulement lent du sel dans le système

de transfert. Le tableau 5.2 résume les résultats obtenus pour un rayon de conduit entre 30 et 50 cm et des angles de 10, 15 et 20°. Il donne les valeurs de k_{eff} maximales obtenues, la profondeur du bouchon correspondant à ces maxima et la variation de réactivité $\Delta\rho$ entre la situation où tout le combustible est dans le collecteur et la situation où le combustible va jusqu'à la profondeur de blocage donnant le k_{eff} maximum. L'apport de réactivité augmente quand le rayon du conduit est grand et l'angle du collecteur petit. Toutefois, les quantités de réactivité en jeu sont limitées et l'apport de réactivité pour un angle d'inclinaison inférieur à 15° n'entraîne pas de dépassement de la limite $k_{eff} < 0,95$.

Rayon du conduit	Angle d'inclinaison	10°	15°	20°
30 cm	$(k_{eff})_{max}$	0.90534	0.94298	0.96727
	Profondeur du blocage	70 cm	50 cm	50 cm
	$\Delta\rho$	+767 pcm	+439 pcm	+270 pcm
50 cm	$(k_{eff})_{max}$	0.91894	0.94792	0.96925
	Profondeur du blocage	130 cm	80 cm	70 cm
	$\Delta\rho$	+3287 pcm	+1670 pcm	+984 pcm

TABLE 5.2 – Résultats des calculs de criticité pour différents rayons de conduit et angles du collecteur du système de transfert

Pour conclure sur les études de criticité dans le système de transfert, les dimensions prévues pour le conduit de vidange ne posent pas de problème de criticité et l'angle d'inclinaison du collecteur doit être compris entre 2° et 15°.

5.3.3 Application au réservoir de vidange

L'EDT doit être dimensionné pour garantir la sous-criticité et permettre l'évacuation de la chaleur résiduelle du combustible. Les études qui suivent visent à participer au dimensionnement du réservoir de vidange grâce à des considérations générales de géométries et à des études de criticité.

Géométrie du système

Les études réalisées pour le réservoir de vidange sont basées sur la description du système initialement donnée au début du projet SAMOFAR, décrite au chapitre 1 et utilisant de l'eau comme fluide de refroidissement. La figure 5.6 schématise trois barres de refroidissement constituées du fluide de refroidissement, d'une paroi, du sel inerte et d'une seconde paroi ; le sel combustible étant situé dans l'interstice entre les barres de refroidissement. Les épaisseurs des différents matériaux restent à définir. Ce sont par conséquent des paramètres variables de l'étude.

La figure 5.7 présente deux coupes, verticale et horizontale, du réservoir de vidange. Dans la suite de cette étude, le « nombre de rangées de barres de refroidissement », noté n , est défini comme le nombre de barres de refroidissement hexagonales dans une diagonale du réservoir de vidange. A titre d'exemple, la configuration représentée en figure 5.7 comporte 7 rangées. Le nombre de rangées est également un paramètre à optimiser. Les dimensions globales du réservoir de vidange sont quant à elles calculées à partir des autres paramètres.

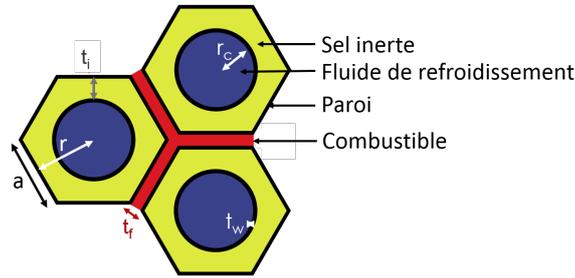


FIGURE 5.6 – Coupe horizontale des barres de refroidissement

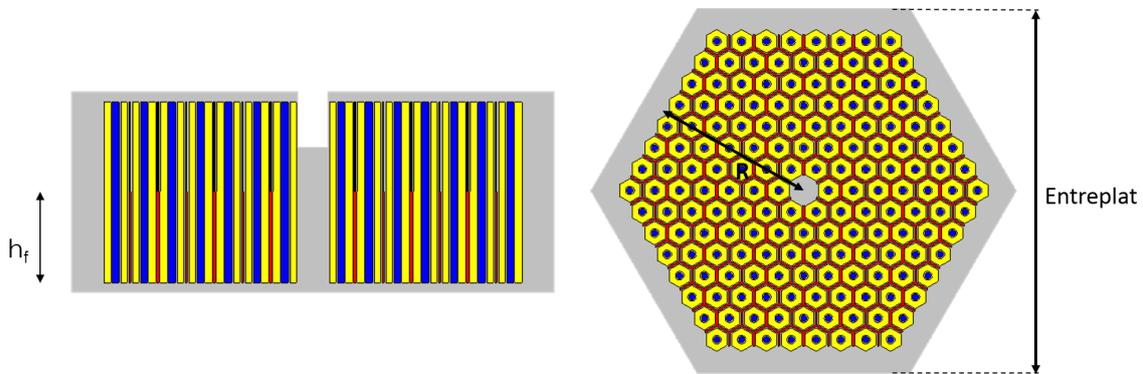


FIGURE 5.7 – Coupes verticale et horizontale du réservoir de vidange avec en rouge le combustible, en jaune le sel inerte, en bleu le fluide de refroidissement et en gris les parois

Dans l'éventualité d'un mélange du sel combustible avec un autre fluide, en particulier le sel fertile ou le sel intermédiaire, le réservoir de vidange doit avoir une contenance supérieure au volume du combustible (18 m^3); pour les études suivantes, un volume de 36 m^3 a été choisi. Les tableaux 5.3, 5.4 et 5.5 récapitulent les paramètres fixés, variables et calculés de l'étude.

Paramètre	Valeur
Volume de sel combustible	$V_f = 18 \text{ m}^3$
Capacité totale du réservoir de vidange	$2 * V_f = 36 \text{ m}^3$
Épaisseur de la paroi externe du réservoir	20 cm

TABLE 5.3 – Liste des paramètres fixés

A partir de la description générale du système, un grand nombre de configurations peuvent être envisagées dépendant du nombre et du rayon des barres de refroidissement hexagonales. Ces caractéristiques doivent bien évidemment être sélectionnées sur la base d'études de thermique et de neutronique mais aussi de manière à avoir un design suffisamment compact. La figure 5.8 donne la hauteur du combustible en fonction de la taille du réservoir ou plus précisément du diamètre de son cercle inscrit, ou « entreplat », pour différents nombres de rangées. Certains cas de figures ne conviennent pas. La figure a donc été divisée en 3 zones de couleurs

Paramètre
Rayon du fluide de refroidissement r_c
Épaisseur de sel inerte t_i
Épaisseur de la paroi t_w
Épaisseur de sel combustible t_f
Nombre de rangées de barres de refroidissement n

TABLE 5.4 – Liste des paramètres variables

Paramètre	Formule
Rayon du cercle inscrit d'une barre	$r = r_c + r_i + 2t_w$
Rayon du cercle circonscrit d'une barre	$a = \frac{2r}{\sqrt{3}}$
Surface de sel combustible	$S_f = \sqrt{3}t_f(2r(3n^2 + n - 2) + \frac{t_f}{2}(3n^2 - 4))$
Hauteur de combustible	$h_f = V_f/S_f$
Rayon du cercle inscrit du réservoir	$R = \frac{r}{\sqrt{3}}(2 + 3n)$

TABLE 5.5 – Liste des paramètres calculés

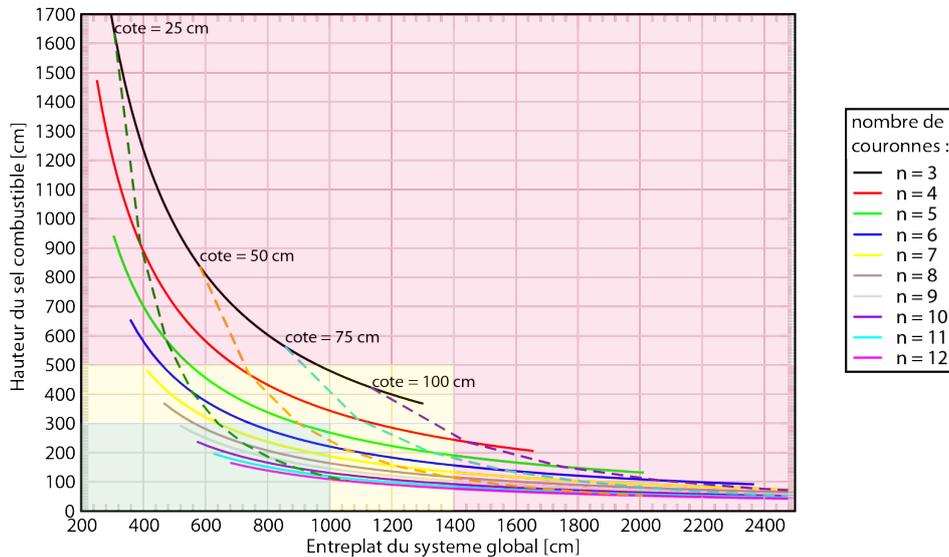


FIGURE 5.8 – Hauteur du combustible en fonction de la taille du système global pour différents nombres de rangées. Les configurations en rose sont exclues, en jaune possibles et en bleu recommandées

délimitant les géométries exclues (rose), éventuellement possibles (jaune) et recommandées (vert). Ces délimitations sont basées sur des raisonnements généraux portant sur la compacité du système. Ainsi, les configurations conduisant à des hauteurs de sel combustible supérieures à 5 m ou un entreplat supérieur à 14 m sont exclues. Il est à noter que la hauteur représentée

ici est celle atteint par le sel combustible dans le réservoir. Hors, la capacité du réservoir étant égale au double du volume de combustible, la hauteur globale du système est deux fois plus grande que celle représentée. Toujours pour des raisons de compacités, les configurations recommandées sont celles dont la hauteur de sel est inférieure à trois mètres et le diamètre du cercle inscrit inférieur à 10 mètres. Ensuite, pour des raisons de maintenance, il est souhaitable d'avoir un nombre de couronnes relativement faible. D'autre part, un diamètre trop faible des conduites de refroidissement ne permettrait pas d'évacuer correctement la chaleur. Suite à ces études et aux études préliminaires de thermique réalisées en amont de la proposition de design établie le projet SAMOFAR [25], une configuration à 7 couronnes d'hexagones de 28 cm de rayon semble offrir un compromis raisonnable et sera utilisée pour les études suivantes. Avec ces paramètres, la hauteur du sel atteint approximativement 2,3 m (soit une hauteur totale de 4,6 m) et le diamètre du cercle inscrit du réservoir est d'environ 8 m.

Résultats des études de criticité

Les simulations sont réalisées avec la composition initiale du combustible, donnée dans le tableau 1.2, correspondant à un démarrage à l'uranium 233. Du FLiNaK est utilisé pour le sel inerte et de l'hastelloy-N pour le matériau de structure. Leurs propriétés sont respectivement données dans les tableaux 1.7 et 1.5. Les simulations sont effectuées à une température de 300K, pour se placer dans un cas enveloppe et maximiser les effets sur la réactivité. Comme pour le système de transfert, les calculs sont effectués avec la méthode de calcul critique de Serpent avec une statistique de 100000 neutrons source par cycles, 100 cycles inactifs et 500 cycles actifs. La déviation standard sur la valeur de k_{eff} , pour un calcul typique du réservoir de vidange, est d'environ 20 pcm. Ces paramètres permettent de garantir la convergence du k_{eff} et de la source de neutrons. Trois études sont présentées. La première vise à déterminer si les configurations envisagées permettent d'assurer un coefficient de multiplication effectif inférieur à 0,95 et si ce critère peut être utilisé pour contraindre la géométrie du réservoir de vidange. A partir d'une configuration de référence, la deuxième étude a pour objectif d'observer l'effet des différents matériaux sur le coefficient de multiplication. Enfin, la dernière étude présente l'impact d'une évaporation de l'eau, qui constitue le fluide de refroidissement, sur le k_{eff} .

Étude pour différentes épaisseurs de sels : L'étape la plus délicate du dimensionnement du réservoir de vidange est la détermination des épaisseurs de sel combustible et de sel inerte. En partant d'une configuration avec 7 rangées d'hexagones de 28 cm de rayon et en imposant l'épaisseur des parois à 3 cm, on cherche à déterminer si le critère de criticité peut contraindre ces épaisseurs de sels. La figure 5.9 donne le coefficient de multiplication en fonction de la taille des hexagones (rayon du cercle circonscrit) pour des épaisseurs de sel combustible allant de 5 à 10 cm et des épaisseurs de sel inerte allant de 1 à 10 cm. Ces valeurs sont choisies en accord avec les valeurs utilisées pour les études de thermique présentées en section 5.4. Toutes les configurations ainsi obtenues s'avèrent être sous-critiques quelle que soit la taille des hexagones choisie. Ainsi, les épaisseurs des sels combustible et inerte doivent être déterminées par des considérations basées sur la thermique, les problèmes de thermique étant ici plus contraignants que ceux de criticité. Dans ce cadre, des études de thermique sont présentées en section 5.4.

Étude de l'influence des différents matériaux : Cette étude est réalisée en utilisant la configuration de référence définie à la fin des études de géométrie présentées en sous-

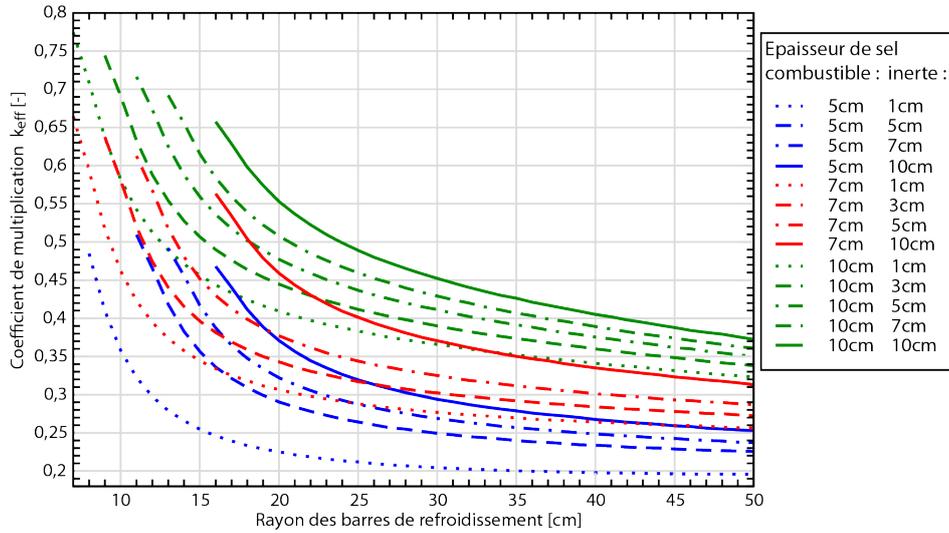


FIGURE 5.9 – Variation du facteur de multiplication en fonction du rayon (du cercle inscrit) des barres de refroidissement hexagonales pour différentes épaisseurs de sel combustible et de sel inerte

section 5.3.3. Ainsi, l'épaisseur de sel combustible est fixée à 5 cm, l'épaisseur de sel inerte à 7 cm, l'épaisseur des parois à 3 cm avec 7 rangées d'hexagones de 28 cm de rayon. Cette configuration possède un k_{eff} de 0,28 respectant ainsi très largement les critères de sous-criticité. Dans cette seconde étude, l'influence des différents matériaux sur le k_{eff} est étudiée. Pour cela, les matériaux sont remplacés un à un par des espaces vides dans les simulations et les résultats sont présentés dans le tableau 5.6. Ces simulations ne représentent pas un phénomène réaliste, elles ont uniquement pour vocation de mieux comprendre l'importance des différents matériaux de manière à pouvoir envisager, par la suite, des situations qui pourraient impacter la criticité.

Configuration	k_{eff}
Référence	0,27504
Sans eau	0,36766
Sans sel inerte	0,21951
Sans paroi	0,65211
Sans eau et sans paroi	0,89460
Sans eau et sans sel inerte	0,40196
Sans sel inerte et sans paroi	0,65203
Sans eau, sans sel inerte et sans paroi	0,58546

TABLE 5.6 – Influence du retrait des différents matériaux sur le k_{eff}

A partir de la configuration choisie comme référence, nous pouvons constater que

- le retrait de l'eau, qui joue un rôle d'absorbant, conduit à une augmentation du k_{eff} .
- Le sel inerte agit comme un réflecteur et son retrait contribue donc à diminuer la

réactivité.

- le retrait des parois conduit à plus du doublement du coefficient de multiplication effectif en raison des captures neutroniques se produisant dans les parois et contribuant grandement au faible k_{eff} .

Il est à noter, qu'en l'absence de parois, le retrait de l'eau conduit non plus à une augmentation mais à une diminution du k_{eff} . En effet, l'eau joue ici un rôle modérateur. Cet effet n'est pas visible en présence de parois car les neutrons parvenant jusqu'à l'eau et y étant ralentis sont ensuite capturés dans les parois avant de pouvoir revenir jusqu'au combustible. Dans l'ensemble, les matériaux présents contribuent à une baisse du k_{eff} puisque la configuration irréaliste avec le combustible seul (correspondant au retrait de tous les matériaux) conduit à un k_{eff} de 0,59.

Étude de l'impact de l'évaporation de l'eau : L'étude précédente a permis d'identifier l'importance des parois métalliques dans la réduction du k_{eff} et le rôle à la fois modérateur et absorbant de l'eau constituant le fluide de refroidissement. En se ramenant à un cas plus réaliste, nous pouvons nous demander quel serait l'impact d'une vaporisation du fluide de refroidissement sur le coefficient de multiplication. C'est l'objet de cette troisième étude portant sur l'évaporation de l'eau pour différentes épaisseurs de paroi. La géométrie considérée est la même que celle de l'étude précédente avec une épaisseur de sel combustible de 5 cm, une épaisseur de sel inerte de 7 cm, comportant 7 rangées d'hexagones de 28 cm de rayon. Les calculs sont réalisés pour des épaisseurs de paroi allant de 0 à 3 cm et considèrent que la paroi entre le sel combustible et le sel inerte et celle entre le sel inerte et le fluide caloporteur ont la même épaisseur. L'évaporation de l'eau est assimilée à une diminution de la densité de l'eau. Ainsi, le coefficient de multiplication est calculé en fonction de la densité de l'eau pour différentes configurations (cf. figure 5.10). Le premier cas étudié est une configuration irréaliste de paroi d'épaisseur nulle (courbe noire) correspondant à un cas enveloppe et permettant d'observer un effet plus significatif. Dans ce cas, la variation de la densité de l'eau a un fort impact sur le facteur de multiplication et mène à la sur-criticité, dépassant la limite de $k_{eff} < 0,95$. La forme de la courbe obtenue, passant par un maximum de criticité pour une densité d'eau d'environ $0,04 \text{ g/cm}^3$, s'explique par la compétition entre le phénomène de ralentissement des neutrons sur les atomes d'hydrogène augmentant la section efficace de fission et le phénomène d'absorption des neutrons par l'eau. La modélisation de la paroi, en raison des captures neutronique dans le métal, permet de diminuer l'effet de l'évaporation de l'eau sur le k_{eff} et une marge à la criticité suffisante est obtenue dès que l'épaisseur de la paroi est supérieure au millimètre. Or, pour des raisons de tenue mécanique et de fabrication, les épaisseurs de paroi envisagées sont plutôt de l'ordre du centimètre, une évaporation de l'eau de refroidissement ne présente donc pas un problème de criticité pour le réservoir de vidange.

Les études de criticité ont montré que les configurations envisagées pour le réservoir permettent toujours de garantir des marges à la criticité suffisantes et donc d'assurer la sûreté à la conception de ce dispositif. En particulier, la géométrie choisie comme référence répond à la fois aux critères de criticité et de géométrie, elle est caractérisée par : un rayon de la conduite de fluide caloporteur d'environ 15 cm, des épaisseurs de 3 cm pour les parois, 7 cm pour le sel inerte et 5 cm pour le sel combustible. Cette configuration doit maintenant être étudiée du point de vue de la thermique ce qui est l'objet de la section suivante.

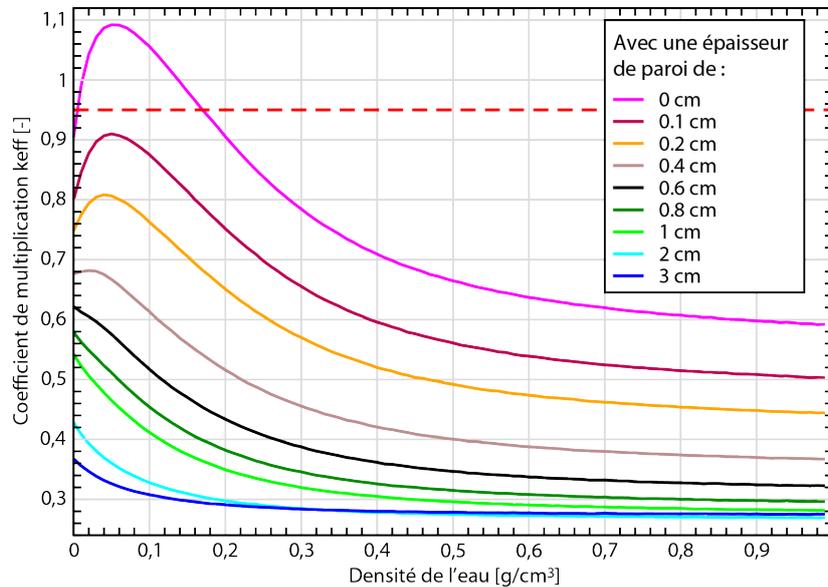


FIGURE 5.10 – Variation du facteur de multiplication en fonction de la densité de l'eau pour différentes épaisseurs de paroi

5.4 Étude de l'évacuation de la chaleur dans le réservoir de vidange

5.4.1 Problématique

Comme expliqué en section 5.1, le système de vidange doit répondre à plusieurs objectifs. Parmi ces derniers, ceux relatifs à la thermique sont :

1. l'évacuation de la puissance résiduelle. Cet objectif correspond au respect de la deuxième fonction de sûreté nucléaire et est donc primordial pour garantir la sûreté du dispositif.
2. le maintien du sel combustible à l'état liquide aussi longtemps que possible afin de pouvoir le récupérer et redémarrer le réacteur aisément. En cas de solidification du combustible, le sel peut être reliquéfié grâce à un système de chauffage ou simplement grâce à sa puissance résiduelle, en arrêtant l'extraction de chaleur. De plus, la solidification du sel n'entraîne aucune perte en terme de sûreté ou d'investissement. Toutefois, cet objectif permet de garantir un redémarrage rapide du réacteur en cas de vidange intempestive ou de problème en cœur facilement réparable et ainsi de réduire les coûts associés à un arrêt prolongé du réacteur. C'est donc plutôt un objectif lié à l'exploitation et à la disponibilité du combustible pour la production de puissance.

Le design proposé au début du projet SAMOFAR pour le réservoir de vidange est décrit au chapitre 1. Il propose d'intercaler une couche de sel inerte entre le sel combustible et le fluide de refroidissement. Ce sel joue le rôle de matériau fusible permettant de stocker, sous forme de chaleur latente de fusion, la chaleur produite dans les premiers instants après la vidange. Il permet d'une part de limiter la puissance à évacuer par le système de refroidissement afin de remplir le premier objectif. D'autre part, il augmente l'inertie thermique du système rendant

5.4. ÉTUDE DE L'ÉVACUATION DE LA CHALEUR DANS LE RÉSERVOIR DE VIDANGE

le deuxième objectif plus facilement accessible. Pour satisfaire au mieux les deux objectifs, le transfert thermique dans le réservoir de vidange doit être ajusté. Parmi les paramètres disponibles pour contrôler le transfert thermique dans le réservoir de vidange, nous pouvons citer :

- l'épaisseur des parois métalliques ;
- le choix du métal constituant les parois (conductivité thermique, tenue à haute température) ;
- l'épaisseur de la couche de sel combustible ;
- l'épaisseur de la couche de sel inerte ;
- le choix et la composition du sel inerte (conductivité thermique, point de fusion et chaleur latente de fusion) ;
- la forme du réservoir et des barres de refroidissement ;
- le choix du fluide caloporteur et sa vitesse de circulation.

Dans les calculs préliminaires qui suivent, l'impact de certains de ces paramètres est testé. En particulier, nous nous intéressons aux effets géométriques et à la conductivité de la couche de sel inerte. Le choix du métal pour les parois (hastelloy N), du sel inerte (FLiNaK) pour le matériau fusible et du fluide caloporteur (eau) sont quant à eux fixés pour toute l'étude.

Afin de valider ou d'invalider les configurations testées, des critères doivent être définis. Le premier objectif, l'évacuation de la puissance résiduelle, permet de garantir l'intégrité du système en assurant le maintien de la température du sel sous son point d'ébullition, situé aux alentours de 1700°C (2015K d'après [32]), tout en limitant la température des parois métalliques. Le choix du matériau de structure relève d'une grande importance dans le dimensionnement du système puisque sa tenue à haute température impose une contrainte sur la température limite à ne pas dépasser en paroi. Les études qui suivent considérant des parois en hastelloy, les réflexions sur le choix des critères sont les mêmes que celles présentées au chapitre 4. Elles aboutissent à ne retenir que les configurations pour lesquelles la température maximale atteinte aux parois est inférieure à 1100°C . Enfin, le combustible possédant une faible conductivité thermique, l'épaisseur de sel doit être petite pour limiter l'élévation de température en son centre. Celle-ci doit rester inférieure à la température d'ébullition du combustible et on retiendra donc seulement les configurations pour lesquelles la température maximale est inférieure à 1700°C . Pour satisfaire le deuxième objectif, soit la conservation du sel combustible à l'état liquide pendant une longue période de temps, les barres de refroidissement doivent apporter une inertie thermique suffisante au système. Dans les calculs qui suivent, on validera une configuration si la température du sel combustible reste supérieure à sa température de fusion, soit 585°C [32], pendant plus de cinq jours.

Ainsi, cette section vise à vérifier qu'en partant du design général proposé au début du projet SAMOFAR et en faisant varier certains des paramètres, il existe des configurations permettant de satisfaire les contraintes suivantes :

1. une température maximale du combustible inférieure 1700°C ;
2. une température minimale du combustible supérieure à 585°C pendant au moins cinq jours.
3. une température maximale à la paroi en contact avec le combustible inférieure à 1100°C .

Ces objectifs peuvent paraître contradictoires puisque les contraintes 1 et 3 impliquent un

transfert thermique important, notamment en début de transitoire, alors que la contrainte 2 tend à diminuer ce transfert thermique, en particulier sur les temps longs. La difficulté de l'exercice réside donc dans la recherche d'une configuration offrant un compromis entre ces deux contraintes. Ainsi, un grand nombre de configurations ont dû être testés avant de parvenir à un résultat satisfaisant. De plus, la deuxième contrainte implique d'étudier le système sur des temps très longs. Pour les études qui suivent, des transitoires de 1000h ont été réalisés. Ces calculs nécessitent donc un code de calcul rapide, ce qui a conduit au développement, pendant cette thèse, d'un code de thermique permettant d'étudier l'évolution thermique du réservoir de vidange d'urgence sur de longues périodes et dans de nombreuses configurations. Les méthodes de calculs utilisées sont présentées en sous-section 5.4.2 et les résultats de calculs en sous-section 5.4.3.

5.4.2 Méthode utilisée pour les calculs de thermique

En première approximation, des calculs 1D sont réalisés pour évaluer les performances de ce design préliminaire. Ne pouvant pas rendre compte de la géométrie hexagonale des barres de refroidissement en 1D, deux autres configurations sont étudiées. Dans un premier temps, une configuration plane représentée sur la figure 5.11 et correspondant à un précédent design de l'EDT (décrit dans la thèse de Mariya Brovchenko [40]) est simulée. Puis, une configuration cylindrique est étudiée. Celle-ci est représentée sur la figure 5.11 et est plus proche de la géométrie hexagonale du design actuel. Chacune de ces configurations est divisée en 5 zones correspondant à des matériaux différents : le fluide de refroidissement, la première paroi, le sel inerte, la seconde paroi et le sel combustible. Nous supposons qu'il existe un débit du fluide de refroidissement permettant de maintenir une température moyenne de 30°C et une condition de température fixe est donc imposée pour la zone du fluide de refroidissement. De plus, un écoulement turbulent est postulé. Il permet d'homogénéiser la température du caloporteur rapidement et ainsi de ne pas résoudre l'évolution spatiale de la température dans cette zone. Cette hypothèse mériterait de plus amples vérifications pour valider les résultats.

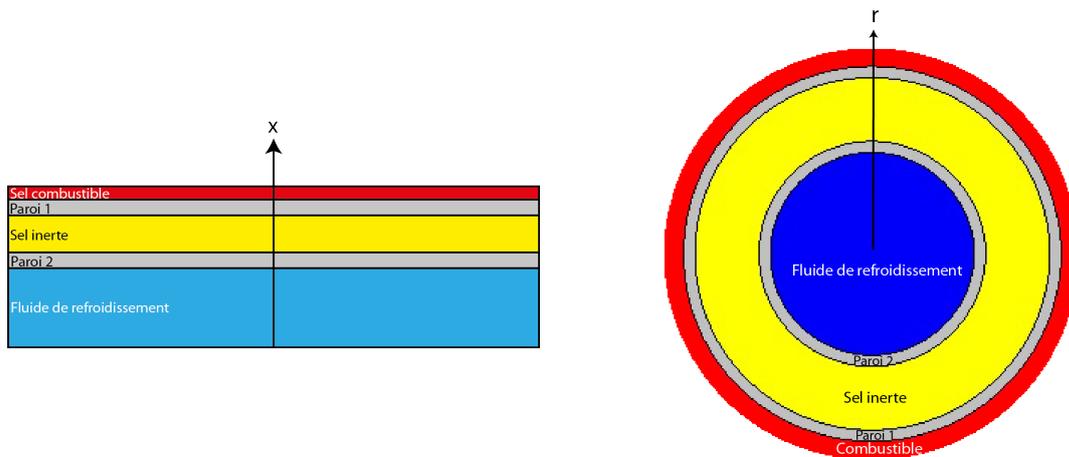


FIGURE 5.11 – Schéma des géométries étudiées : plane à gauche et cylindrique à droite

Dans chacune des autres zones de la géométrie, l'équation de la chaleur est résolue. Elle

5.4. ÉTUDE DE L'ÉVACUATION DE LA CHALEUR DANS LE RÉSERVOIR DE VIDANGE

s'écrit :

$$\rho C_p \frac{dT}{dt} = k \vec{\nabla}^2 T + \ddot{q}$$

Avec :

- ρ la masse volumique [kg/m^3]
- C_p la capacité calorifique [$J/K/kg$]
- T la température [K]
- \ddot{q} la puissance résiduelle par unité de volume [W/m^3]
- k la conductivité thermique [$W/K/m$]

Le terme de production de puissance volumique \ddot{q} n'apparaît que dans la zone associée au sel combustible et correspond à la puissance résiduelle de ce dernier. Celle-ci a été évaluée au cours de la thèse Mariya Brovchenko [40] et sa valeur est calculée à chaque pas de temps grâce à la formule suivante (en pourcentage de la puissance nominale) résultant d'un ajustement sur les valeurs obtenues pas simulation numérique :

$$P = \exp(1,3319 - 0,064846 \cdot \ln(t) - 0,029412 \cdot \ln(t)^2 + 0,019529 \cdot \ln(t)^3 - 0,012294 \cdot \ln(t)^4 + 0,003743 \cdot \ln(t)^5 - 0,00060925 \cdot \ln(t)^6 + 5,6144 \cdot 10^{-05} \cdot \ln(t)^7 - 2,9206 \cdot 10^{-06} \cdot \ln(t)^8 + 7,9383 \cdot 10^{-08} \cdot \ln(t)^9 - 8,692 \cdot 10^{-10} \cdot \ln(t)^{10})$$

Les conditions d'interface sont les suivantes :

- Entre le fluide de refroidissement F et la première paroi $P1$, une conservation du courant avec une loi de Newton côté fluide de refroidissement est utilisée : $k_{P1} \cdot \vec{\nabla} T_{P1} = h(T_{P1} - T_F)$;
- Entre la première paroi (i) et le sel inerte (j), entre le sel inerte (i) et la seconde paroi (j) et entre la seconde paroi (i) et le combustible (j), une conservation du courant est utilisée : $k_i \cdot \vec{\nabla} T_i = k_j \cdot \vec{\nabla} T_j$;
- A l'extrémité de la zone combustible, une condition de réflexion est utilisée.

La méthode des différences finies est employée pour résoudre les équations avec un schéma d'Euler explicite centré. Les coordonnées cartésiennes sont utilisées pour l'étude de la géométrie plane tandis que les coordonnées polaires sont utilisées pour celle de la géométrie cylindrique. L'équation de la chaleur discrétisée s'écrit en coordonnées cartésiennes :

$$T_i^{N+1} = \frac{\Delta t k}{\rho C_p \Delta x^2} \cdot (T_{i+1}^N + T_{i-1}^N) + (1 - \frac{2k \Delta t}{\rho C_p \Delta x^2}) \cdot T_i^N + \frac{\Delta t}{\rho C_p} \cdot \ddot{q}$$

et en coordonnées polaires :

$$T_i^{N+1} = \frac{\Delta t k}{\rho C_p} \cdot (\frac{1}{\Delta r^2} + \frac{1}{2r \Delta r}) \cdot T_{i+1}^N + (1 - \frac{2k \Delta t}{\rho C_p \Delta r^2}) \cdot T_i^N + \frac{\Delta t k}{\rho C_p} \cdot (\frac{1}{\Delta r^2} - \frac{1}{2r \Delta r}) \cdot T_{(i-1)}^N + \frac{\Delta t}{\rho C_p} \cdot \ddot{q}$$

avec i l'indice spatial, N l'indice de temps, Δ_r le pas d'espace et Δ_t le pas de temps. Le pas en temps étant une donnée d'entrée de la simulation, la discrétisation en espace dans chaque zone doit être calculée de manière à assurer la stabilité du schéma numérique. Avec le schéma utilisé, le critère de stabilité numérique est le suivant :

$$\Delta r > \sqrt{\frac{2k \Delta t}{\rho C_p}}$$

Ce critère permet de s'assurer que la vitesse de propagation numérique de l'information (ici la température) est supérieure à sa vitesse physique.

La fusion et la solidification des sels combustible et inerte sont prises en compte dans les calculs. La fusion (respectivement solidification) dans une cellule de sel est enclenchée lorsque la température du sel atteint la température de fusion ; la température du sel reste alors fixée mais son enthalpie augmente (respectivement diminue) jusqu'à atteindre l'enthalpie de fusion ; moment à partir duquel le calcul normal d'évolution de la température reprend.

Les propriétés du sel combustible sont calculées grâce aux corrélations du tableau 1.3 en utilisant une température moyenne de 700°C . Pour simuler le sel inerte, les propriétés du FLiNaK à 500°C obtenues à partir des données du tableau 1.7 sont utilisées et pour le matériau des parois, celles de l'hastelloy provenant du tableau 1.5. Enfin, pour ces calculs préliminaires, la température du fluide de refroidissement est fixée à 30°C et le coefficient de transfert par convection h à $100 \text{ W.m}^{-2}.\text{K}^{-1}$. Le coefficient de conducto-convection de l'eau pouvant varier entre 50 et $10000 \text{ W.m}^{-2}.\text{K}^{-1}$ [121], une valeur assez conservative est utilisée pour les calculs. La température du fluide de refroidissement et le coefficient de conducto-convection sont choisis pour une première approche mais devront être ajustés suite au choix définitif du fluide et au design du système de refroidissement (par exemple, convection forcée ou naturelle).

5.4.3 Résultats

Dans cette sous-section, trois études sont réalisées. Dans une première étude, une configuration possédant les dimensions de la référence est utilisée. Nous verrons qu'elle ne satisfait pas le cahier des charges. Puis, dans une deuxième et une troisième étude des variations de la géométrie et de la composition des matériaux sont testées dans l'objectif de trouver des configurations plus satisfaisantes du point de vue de la thermique.

Comparaison des configurations plane et cylindrique

Dans une première étude, les configurations plane et cylindrique sont simulées pour comparer l'ancien design (plan) à une configuration se rapprochant du design actuel (hexagonal). De plus, les résultats associés aux calculs des configurations plane et cylindrique permettent d'avoir un encadrement des résultats associé à la géométrie hexagonale. Dans les deux cas, les épaisseurs considérées pour les différentes zones sont les suivantes :

- Fluide de refroidissement : 15 cm (correspond au rayon dans le cas cylindrique)
- Parois : 3 cm (les épaisseurs des deux parois sont identiques)
- Sel inerte : 7 cm
- Sel combustible : 2,5 cm (cette valeur correspond à une épaisseur totale du sel combustible de 5 cm puisque grâce à la condition de réflexion utilisée, seule la moitié de l'épaisseur du combustible est simulée)

Ces dimensions correspondent à celles de l'étude de criticité présentée en figure 5.10 définie comme référence pour les études du réservoir de vidange. Comme expliqué en sous-section 5.4.2, le pas de temps est une donnée d'entrée de la simulation. Pour la résolution, le pas en temps choisi est de 10^{-3} secondes. Les discrétisations en espace dans chaque zone sont calculées pour respecter le critère de stabilité numérique et sont données dans le tableau 5.7.

5.4. ÉTUDE DE L'ÉVACUATION DE LA CHALEUR DANS LE RÉSERVOIR DE VIDANGE

Ce choix permet l'obtention d'un maillage convergé, par conséquent, l'utilisation d'un pas de temps plus petit et d'un maillage plus fin ne modifierait pas les résultats obtenus mais augmenterait les temps de calculs.

	Parois	Sel inerte	Sel combustible
Nombre de cellules	23	675	285
Discrétisation spatiale [cm]	0.13	1.04E-2	8.77E-3

TABLE 5.7 – discrétisation spatiale dans chaque zone

La figure 5.12 présente l'évolution de la température de la première cellule de la paroi en contact avec le combustible (soit la température maximale de la paroi) et de la cellule la plus au centre du combustible (soit la température maximale du combustible) pour les deux géométries. La droite pointillée violette marque la température d'ébullition du combustible, à 1700°C, et constitue une limite maximale pour la température du milieu du combustible. Cette limite est conservatrice puisque la convection naturelle probablement présente dans la couche de sel combustible contribue à l'homogénéisation de la température dans cette zone. La droite orange marque la température en dessous de laquelle doit rester l'hastelloy, soit 1100°C. Enfin la droite bleue marque la solidification du sel combustible à 585°C. Pour garantir la non solidification du sel combustible, la partie la plus froide de ce dernier doit rester à une température supérieure à cette valeur. En prenant une marge, on tentera ici de s'assurer que la température de la paroi en contact avec le combustible satisfait ce critère.

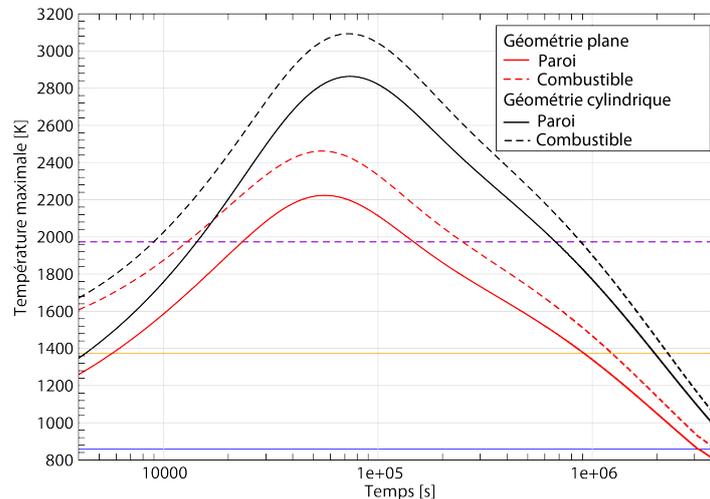


FIGURE 5.12 – Évolution de la température de la paroi en contact avec le combustible et de la température au centre du combustible pour une géométrie plane et pour une géométrie cylindrique

Le rapport du volume de combustible sur le volume de fluide de refroidissement est plus grand dans le cas cylindrique, à épaisseurs égales. Une évacuation de la chaleur plus efficace dans la configuration plane est donc attendue. Conformément à cette prédiction, l'élévation

de température est bien plus importante dans le cas cylindrique avec un écart allant jusqu'à 600°C entre les deux géométries. Remarquons que, dans un cas comme dans l'autre, les critères de température maximale à la paroi et de température maximale du combustible ne sont pas validés. Les deux calculs donnent un encadrement des valeurs pour la géométrie hexagonale. Pour les calculs suivants, seule la configuration cylindrique est étudiée, car celle-ci se rapproche le plus de la géométrie hexagonale et constitue de plus le cas le plus contraignant. La figure 5.13 donne les profils thermiques pour cette géométrie à différents temps. Au bout d'un jour, le profil de conduction thermique dans le sel inerte est établi et un gradient très important dans le sel inerte est observé avec un écart de température allant jusqu'à 1000°C. La conduction thermique dans le sel inerte étant trop faible, une couche de sel inerte de 7 cm ne permet pas un transfert thermique suffisamment efficace. Les études qui suivent visent à améliorer ces résultats en proposant des configurations différentes ; en particulier en diminuant l'épaisseur du sel inerte puis en augmentant sa conductivité.

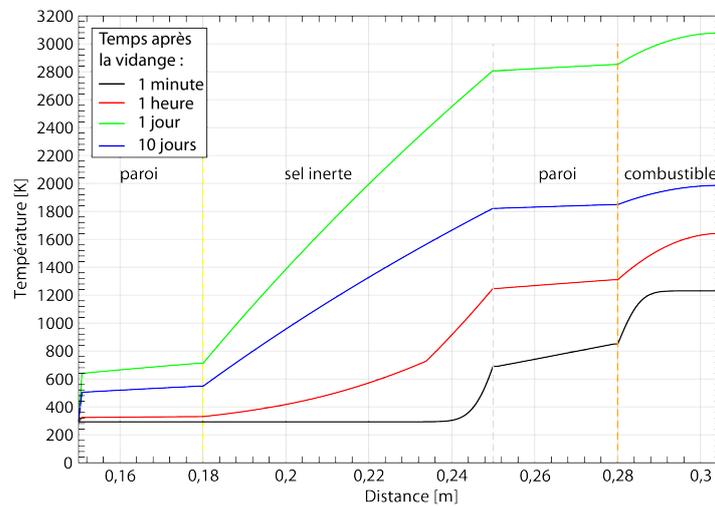


FIGURE 5.13 – Profils à différents temps pour une géométrie cylindrique

Étude de l'impact de l'épaisseur de sel inerte

La géométrie étudiée précédemment ne permettant pas d'évacuer efficacement la puissance résiduelle, cette deuxième étude vise à diminuer l'épaisseur de sel inerte, qui est un mauvais conducteur thermique, pour améliorer le transfert thermique. L'évolution de la température à la paroi en contact avec le combustible pour différentes épaisseurs de sel inerte est représentée en figure 5.14. La seule configuration restant en dessous de la limite de température maximale est l'option avec seulement un centimètre de sel inerte. Or, le sel combustible ne reste alors liquide que pendant 1 jour et 8h ce qui est inférieur au critère de 5 jours. Cependant, il est à noter que ces calculs ne prennent pas en compte la convection dans les sels qui pourrait jouer un rôle important dans l'évacuation de la chaleur. En complément de ces études, des calculs plus précis, en CFD par exemple, devront être menés pour déterminer si l'ajout du transfert thermique par convection permet de valider une configuration avec une épaisseur de sel inerte supérieure à 1 cm.

5.4. ÉTUDE DE L'ÉVACUATION DE LA CHALEUR DANS LE RÉSERVOIR DE VIDANGE

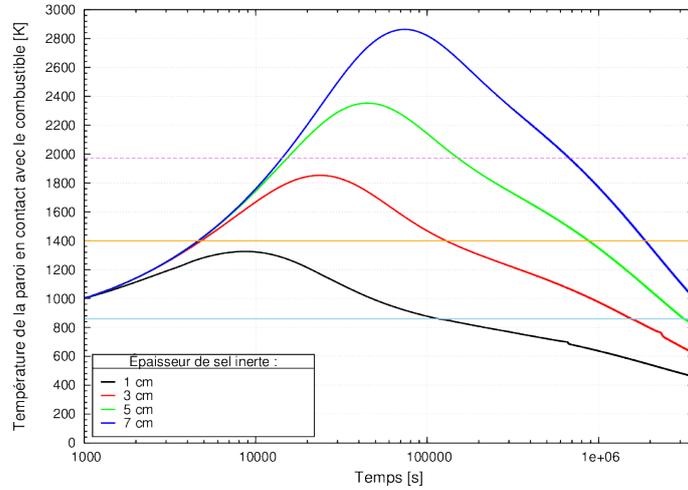


FIGURE 5.14 – Evolution de la température de la paroi en contact avec le combustible pour différentes épaisseurs de sel inerte

Étude d'une configuration innovante employant une mousse métallique

Pour pallier au manque d'inertie de la configuration précédente qui ne permet pas de maintenir le sel à l'état liquide pendant les cinq jours demandés, une seconde option envisagée consiste à utiliser une mousse métallique conductrice pour augmenter la conduction dans la couche de sel inerte. Cette option est simulée en considérant un mélange du sel inerte et de métal homogène. Les propriétés thermiques du mélange, c'est à dire la capacité calorifique, la conductivité thermique et la densité, sont calculées de la manière suivante :

$$P_{\text{mélange}} = q \times P_{\text{métal}} + (1 - q) \times P_{\text{sel inerte}}$$

Avec P la propriété en question et q la proportion de métal dans le sel. Le métal proposé pour constituer la mousse métallique est le molybdène, dont les propriétés sont données dans le tableau 1.6. Ce métal est sélectionné pour sa grande conductivité thermique et sa bonne tenue à haute température.

La figure 5.15, donne l'évolution de la température de la paroi lorsque différents pourcentages de molybdène sont inclus dans le sel inerte. D'après ces calculs, 3% de Mo suffisent à maintenir la température de la paroi sous la barre des 1100°C et n'engendrent la solidification du combustible qu'après environ 6 jours et 5 heures. Les figures 5.16 et 5.17 présentent plus en détail les résultats associés à cette option. La première donne les températures de la paroi en contact avec le combustible et du centre du combustible et la seconde donne des profils thermiques à différents temps. On constate que la température au centre de la couche de combustible reste très largement inférieure à la température d'ébullition. Au bout d'un jour, le profil thermique est établi et le gradient thermique dans le sel inerte est inférieur à 400 °C. Cette configuration remplit le cahier des charges défini en début de cette section. Une configuration présentant de meilleures caractéristiques pourrait être obtenue en optimisant le pourcentage de métal et éventuellement l'épaisseur de sel inerte, mais cela n'est pas l'objectif des études présentées ici qui ne visent qu'à montrer la pré-faisabilité du système. Dans cette

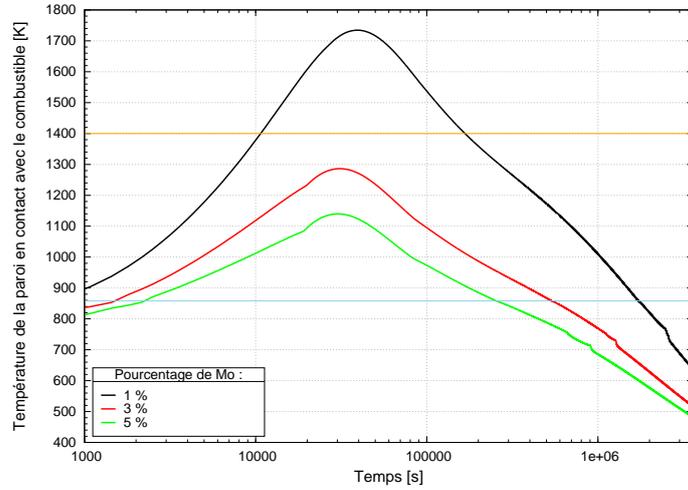


FIGURE 5.15 – Évolution de la température de la paroi en contact avec le combustible pour différentes concentrations de molybdène dans le sel inerte

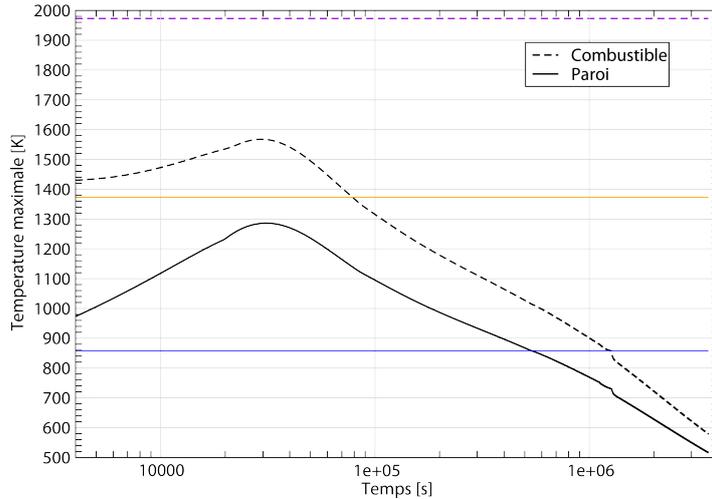


FIGURE 5.16 – Évolution de la température de la paroi en contact avec le combustible et de la température au centre du combustible pour une concentration en molybdène de 3%

optique, la configuration obtenue est donc satisfaisante. Suite à ces études, des calculs plus précis prenant en compte la géométrie de la mousse métallique et sa répartition dans le sel devront valider ces résultats et notamment vérifier que l'interpolation des propriétés thermiques donne des résultats suffisamment représentatifs. Remarquons également que toutes les configurations étudiées jusqu'ici permettent de maintenir le sel combustible sous sa température d'ébullition qui ne constitue donc pas un critère limitant dans ces études.

Différentes pistes sont envisageables pour améliorer ces calculs. Tout d'abord, la variation des propriétés physiques des matériaux (ρ , C_p et k) avec la température pourrait être prise

5.5. CONCLUSIONS

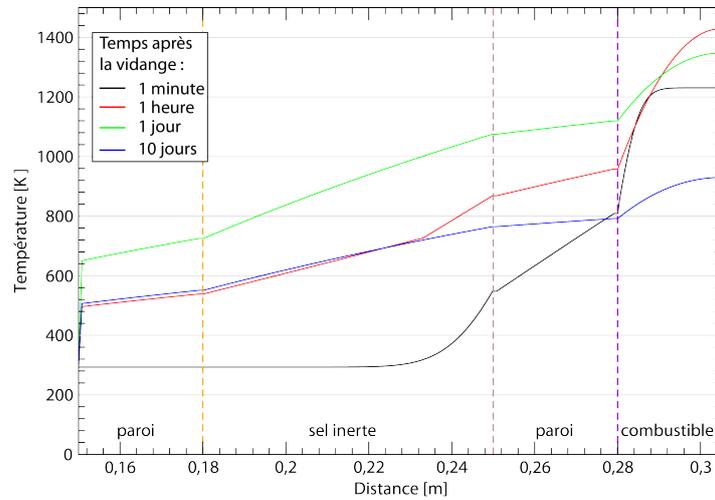


FIGURE 5.17 – Profils à différents temps pour une concentration en molybdène de 3%

en compte. De plus, les formules citées pour le calcul des propriétés physiques des sels ne sont valables qu'à l'état liquide et des données sur les sels solidifiés sont nécessaires pour mieux rendre compte de l'évolution une fois les sels solidifiés. Ensuite, un code 2D (ou 3D) pourrait être utilisé pour étudier des configurations hexagonales correspondant réellement au design des barres de refroidissement proposé dans le projet SAMOFAR. Des calculs CFD seraient souhaitables pour mesurer l'influence de la convection naturelle dans les sels. Enfin, une évaluation plus réaliste de l'évacuation de la chaleur par le caloporteur, dont l'efficacité pourrait diminuer avec le temps, devra être modélisée.

5.5 Conclusions

En partant du design générique proposé dans le projet SAMOFAR (ne comportant pas de dimensions), les études présentées dans ce chapitre ont permis de contraindre les dimensions des différents sous-systèmes et de trouver des configurations répondant au cahier des charges défini pour le MSFR en début de chapitre.

Tout d'abord, la dimension des orifices de vidange peut être contrainte par le temps de vidange maximal acceptable permettant d'éviter l'endommagement des structures du cœur dû à une élévation de température du combustible. Un calcul approché a montré qu'un orifice de vidange de 12 cm de rayon permet d'avoir un temps de vidange inférieur à 120s. Cette solution doit maintenant être étudiée avec un modèle plus précis.

Ensuite, les études de criticité ont permis de contraindre les dimensions du système de transfert. Le collecteur du système de vidange doit être dimensionné avec un angle d'inclinaison inférieur à 15° afin de prévenir tout risque de recriticité en cas de bouchage du système de transfert. Concernant le réservoir de vidange, toutes les configurations envisagées sont largement sous-critiques et les contraintes thermiques sont prépondérantes pour ce système. Cependant, le design étant toujours en évolution, de nouveaux calculs de criticité devront être réalisés pour s'assurer que les nouveaux designs proposés sont toujours sous-critiques.

Enfin, l'évacuation de la chaleur dans le système de vidange est fortement contrainte par les critères de design puisque le système doit évacuer efficacement la chaleur pour limiter la température du sel et des parois tout en maintenant le sel à l'état liquide sur de longues périodes. Une solution innovante avec une mousse métallique incluse dans la couche de sel inerte a été proposée dans ce chapitre et permet de satisfaire les objectifs. Une autre piste possible consiste à évaluer la convection naturelle dans les sels, combustible et inerte, pour voir si celle-ci permet d'améliorer suffisamment le transfert thermique sans nécessiter l'utilisation d'une mousse métallique. Cette étude devra être réalisée à l'aide d'un code CFD.

Les études présentées dans ce chapitre sont basées sur le design de référence défini au début du projet SAMOFAR utilisant l'eau comme fluide de refroidissement. Les études présentées au chapitre 3 montrent qu'un contact sel-eau est peu souhaitable en raison de la montée en pression qui en résulte et, selon la configuration de l'accident, du risque possible d'explosion vapeur. Pour ces raisons, l'utilisation d'un gaz comme fluide de refroidissement de l'EDT est préférable. Ce choix de design sera rediscuté au chapitre 6. En cas de modification du design, les calculs de thermique et de criticité devront donc être refaits pour s'assurer que ce changement n'impacte pas les résultats obtenus. Toutefois, côté criticité, les marges actuelles à la criticité pour l'EDT étant très larges et l'impact d'un retrait de l'eau pour la géométrie retenue relativement faible, le changement de fluide caloporteur ne devrait pas invalider les conclusions de cette étude.

Chapitre 6

Elaboration de l'architecture de sûreté et retour de l'analyse de sûreté sur le design

Ce chapitre propose une première élaboration de l'architecture de sûreté du MSFR et s'intéresse en particulier à la définition des barrières de confinement de ce concept et à l'implémentation de dispositions de sûreté adaptées en cas d'accident. Finalement, certains retours de l'analyse de sûreté sur le design du MSFR sont donnés en fin de chapitre.

Sommaire

6.1	Introduction	176
6.2	Définition des barrières de confinement	176
6.2.1	Exemples de barrières de confinement dans d'autres concepts	176
6.2.2	Recommandations pour la définition des barrières de confinement	177
6.2.3	Application au MSFR	178
6.2.4	Remarques et conclusion sur les barrières de confinement	184
6.3	Définition des systèmes de protection par la méthode des lignes de défense	184
6.3.1	Description de la méthode	184
6.3.2	Perte de l'extraction de chaleur du circuit combustible	187
6.3.3	Perte d'étanchéité d'autres systèmes contenant des matières radioactives	188
6.3.4	Perte de l'alimentation électrique	189
6.3.5	Remarques et conclusions sur la méthode des lignes de défense	190
6.4	Retour de l'analyse de sûreté sur le design	190
6.4.1	Pistes d'amélioration du design et designs alternatifs	190
6.4.2	Systèmes, composants, paramètres et procédures à définir	194
6.4.3	Propriétés à évaluer et phénomènes à étudier	195
6.5	Conclusion	197

6.1 Introduction

La défense en profondeur est une philosophie de sûreté qui guide le design, la construction, l'inspection, la conduite et la régulation des installations nucléaires. Elle a pour objectif principal de protéger le public, les travailleurs de la centrale et l'environnement. Elle est implémentée à travers une série de mesures incluant des barrières de confinement physiques et robustes et des systèmes de sûreté divers et redondants. Ainsi, ces niveaux multiples de protection, ou lignes de défense, présents dès le stade de la conception de l'installation, ramènent à un niveau extrêmement faible le risque qu'un accident puisse avoir des conséquences graves à l'extérieur de la centrale.

Dans cette optique, des propositions sont faites pour définir les barrières de confinement du MSFR en sous-section 6.2. Par ailleurs, la méthode des Lignes De Défenses (LDDs) aide à l'implémentation du concept de défense en profondeur lors de la conception. Elle permet notamment de définir des dispositions de sûreté adaptées et de vérifier la cohérence de l'architecture de sûreté élaborée avec le concept de défense en profondeur. Son application au MSFR constitue la mise en œuvre de la deuxième étape de la méthodologie d'analyse de sûreté définie en section 2.3. L'approche des LDDs et son application sont présentées dans la section 6.3.

Finalement, l'analyse de sûreté a permis d'influencer le design et de comparer différentes options de design. Certains de ces retours de l'analyse de sûreté sur le design sont présentés en section 6.4.

6.2 Définition des barrières de confinement

Un aspect important de la mise en œuvre de la défense en profondeur dans une centrale nucléaire suppose, au stade de la conception, la prévision d'une série de barrières physiques, ainsi que d'un ensemble de dispositifs de sûreté qui contribuent à l'efficacité de ces barrières pour confiner les matières radioactives en des points spécifiés [122]. La définition de ces barrières de confinement est classiquement fortement structurée par la prise en compte de l'accident grave. Puisqu'il n'existe pas d'équivalent direct à la fusion du cœur pour un réacteur à combustible liquide et que l'accident grave n'a pas été identifié à ce stade, le but de cette section est de proposer une définition des barrières de confinement utile pour ce type de réacteurs. Après une revue de la définition des barrières de confinement dans d'autres concepts de réacteurs nucléaires, une liste de recommandations utiles pour la définition des barrières du MSFR sera présentée. Enfin ces recommandations seront appliquées au MSFR pour obtenir plusieurs propositions de barrières de confinement dépendant des options de design sélectionnées.

6.2.1 Exemples de barrières de confinement dans d'autres concepts

A titre d'exemple, la table 6.1 référence les barrières de confinements implémentées dans d'autres concepts de réacteurs nucléaires

Il est à noter que les pastilles combustibles sont considérées, dans certaines références anglo-saxonnes (pour les CANDU par exemple), comme la première barrière de confinement. En effet, le combustible en lui-même constitue une barrière, relativement perméable, permettant de retenir certains produits de fission. Cependant, cette distinction est plus due à une différence de convention liée au projet et au pays qu'à une réelle différence de design. Le

6.2. DÉFINITION DES BARRIÈRES DE CONFINEMENT

Concept	Barrières
REP [123, 124]	1ère barrière : gaine combustible 2ème barrière : enveloppe du circuit primaire 3ème barrière : enceinte de confinement du bâtiment réacteur
Candu [125, 126]	1ère barrière : pastille combustible 2ème barrière : gaine combustible 3ème barrière : circuit primaire 4ème barrière : enceinte de confinement / bâtiment réacteur
RNR-Na (concept ASTRID) [61]	1ère barrière : gaine combustible 2ème barrière : circuit primaire et différents systèmes auxiliaires 3ème barrière : bâtiment réacteur
VHTR (concept HTR-Modul) [61]	1ère barrière : enveloppe des noyaux combustibles de particules TRISO 2ème barrière : enveloppe du circuit primaire 3ème barrière : bâtiment réacteur
GFR (concept ALLEGRO) [61]	1ère barrière : gaine combustible 2ème barrière : enveloppe externe du circuit primaire 3ème barrière : bâtiment réacteur
LFR (concept ALFRED) [61]	1ère barrière : gaine combustible 2ème barrière : circuit primaire et différents systèmes auxiliaires 3ème barrière : Enveloppes de confinement du bâtiment réacteur

TABLE 6.1 – Exemples de barrières de confinement dans d’autres concepts

nombre de barrières de confinement dépend du concept et de ces caractéristiques mais aussi de l’état de fonctionnement considéré. Par exemple, le confinement du combustible utilisé est en général réalisé avec un minimum de deux barrières de confinement indépendantes entre le combustible et l’environnement. Dans le cas d’un REP, la gaine combustible est toujours considérée comme la première barrière tandis que la seconde barrière est constituée du système de confinement spécifique au type de stockage. Ainsi, lors d’un stockage en piscine, la piscine fournit un confinement hydraulique et le bâtiment de stockage (et son système de ventilation) fournit un confinement pour les effluents empêchant le relâchement de gaz radioactifs et d’aérosols dans l’environnement [127].

6.2.2 Recommandations pour la définition des barrières de confinement

Le MSFR présente un ensemble de caractéristiques impactant la sûreté et en particulier le confinement. Certains de ces aspects ont été évoqués en section 2.1. De ce fait, il est impossible de définir les barrières de confinement du MSFR par analogie avec les systèmes évoqués ci-dessus. Au contraire, il est nécessaire de se baser sur les fondamentaux de la sûreté nucléaire et de la défense en profondeur. Ainsi, les barrières du MSFR ont été définies en appliquant le concept de défense en profondeur à la fonction de sûreté « confinement des matières radioactives ». Afin de ne négliger aucun aspect au cours de cette application, une étude bibliographique a été menée pour trouver des recommandations utiles pour conduire la définition des barrières de confinement du MSFR. Ainsi, les règles suivantes sont données

dans les normes de sûreté de l'IAEA :

1. La conception prévoit des barrières physiques multiples au relâchement de matières radioactives dans l'environnement ; [122]
2. Le nombre de barrières nécessaires dépendra du terme source initial pour ce qui est de la quantité et de la composition isotopique des radionucléides, de l'efficacité des différentes barrières, des possibles dangers internes et externes, ainsi que des conséquences potentielles des défaillances ; [122]
3. Plusieurs niveaux consécutifs et indépendants de protection ou de barrières physiques sont prévus, de sorte qu'en cas de défaillance d'un niveau de protection ou d'une barrière, le niveau ou la barrière suivant prendrait le relais ; [128]
4. La conception empêche dans la mesure du possible : les sollicitations portant atteinte à l'intégrité des barrières physiques, la défaillance d'une ou de plusieurs barrières, la défaillance d'une barrière causée par la défaillance d'une autre barrière, les conséquences préjudiciables possibles d'erreurs d'exploitation ou de maintenance ; [122]
5. Pendant l'évaluation de la sûreté, il est déterminé si les structures, systèmes et composants ainsi que les barrières incorporés dans la conception remplissent les fonctions de sûreté attendues d'eux ; [128]
6. Les niveaux de protection et les barrières physiques sont indépendants les uns des autres dans la mesure du possible ; [128]
7. Une attention particulière a été portée aux événements internes et externes susceptibles d'affecter plus d'une barrière à la fois ou d'entraîner des défaillances simultanées des systèmes de sûreté ; [128]
8. La sélection des principales barrières doit être décrite et justifiée ; [129]
9. Des analyses de sûreté sont requises pour démontrer que les barrières au relâchement des matières radioactives empêcheront un rejet incontrôlé dans l'environnement pour tout état de la centrale ; [130]
10. Les accidents dans lesquels les barrières de confinement principales sont inefficaces doivent être identifiés et il doit être assuré que des analyses sont réalisées pour ces transitoires ; [130]
11. Tout mécanisme de défaillance crédible des barrières doit être analysé. [130]

6.2.3 Application au MSFR

Plusieurs propositions sont données ci-dessous pour les barrières de confinement du MSFR. Le choix d'une proposition plutôt qu'une autre dépendra des options de design qui seront sélectionnées. Le combustible pouvant se trouver dans des endroits différents et en contact avec des composants différents pendant la vie du réacteur, les barrières de confinement sont à définir pour tous les états de fonctionnement du réacteur. Les barrières ont donc été identifiées ici dans les cas de production de puissance, quand le sel combustible est dans le circuit combustible, et dans les cas de maintenance, quand le sel combustible se trouve dans les réservoirs de stockage.

Proposition 1

La proposition 1 se base sur le design du MSFR défini au début du projet SAMOFAR et décrit au chapitre 1. En situations de production de puissance, maintenance, démarrage ou arrêt du réacteur, les barrières de confinement sont :

- 1^{ère} barrière : enceinte réacteur ;
- 2^{ème} barrière : bâtiment réacteur.

Cette proposition est représentée sur la figure 6.1.

La première barrière, nommée enceinte réacteur et constituée des parois entourant l'enceinte réacteur et les réservoirs de stockage, du collecteur, du conduit de vidange et de l'EDT. Comme cela a été décrit au chapitre 1, un *core catcher* est situé au fond de l'enceinte réacteur, sous l'EDT. L'enceinte réacteur est traversée par les conduites de sel intermédiaire. La partie extérieure de ces conduites ainsi que les plaques ou tubes de l'échangeur de chaleur font donc aussi partie de la première barrière. Il est à noter que l'enceinte réacteur possède sur sa face supérieure un « couvercle » amovible permettant le prélèvement du sel combustible. Ce couvercle doit être étanche en fonctionnement normal mais pourrait constituer un point faible pour le confinement. Cette option de design sera abordée plus en détail en section 6.4. La seconde barrière est constituée du bâtiment réacteur et contient le circuit intermédiaire, une partie du circuit de conversion, les générateurs de vapeur (GVs) ainsi que d'autres systèmes auxiliaires. Des vannes doivent être prévues pour isoler la partie du circuit de conversion entrant dans le bâtiment réacteur.

Un des défauts de cette option réside dans la grande taille de la première barrière. Celle-ci englobant de nombreux systèmes, elle devra être ouverte à chaque fois qu'une opération de maintenance est nécessaire. Cela pourrait introduire des difficultés dans la définition des procédures de maintenance en raison des restrictions imposées lors de l'ouverture de la première barrière. En outre, pour ce design, la perte de la première barrière semble avoir un impact plus conséquent sur la sûreté et le fonctionnement qu'un événement équivalent dans les REPs ou dans les autres concepts de génération 4 dû au risque de contamination du bâtiment réacteur par les produits de fission gazeux. Suite à cette analyse, il apparaît préférable étanchéifier la partie supérieure de l'enceinte cœur afin de disposer d'une première barrière plus compacte. C'est ce qui est proposé dans les options qui suivent (soient les propositions 2 et 3). La proposition 1 n'est donc à considérer que si des problèmes technologiques empêchent la fermeture des secteurs et que l'étanchéité du circuit combustible n'est pas atteignable.

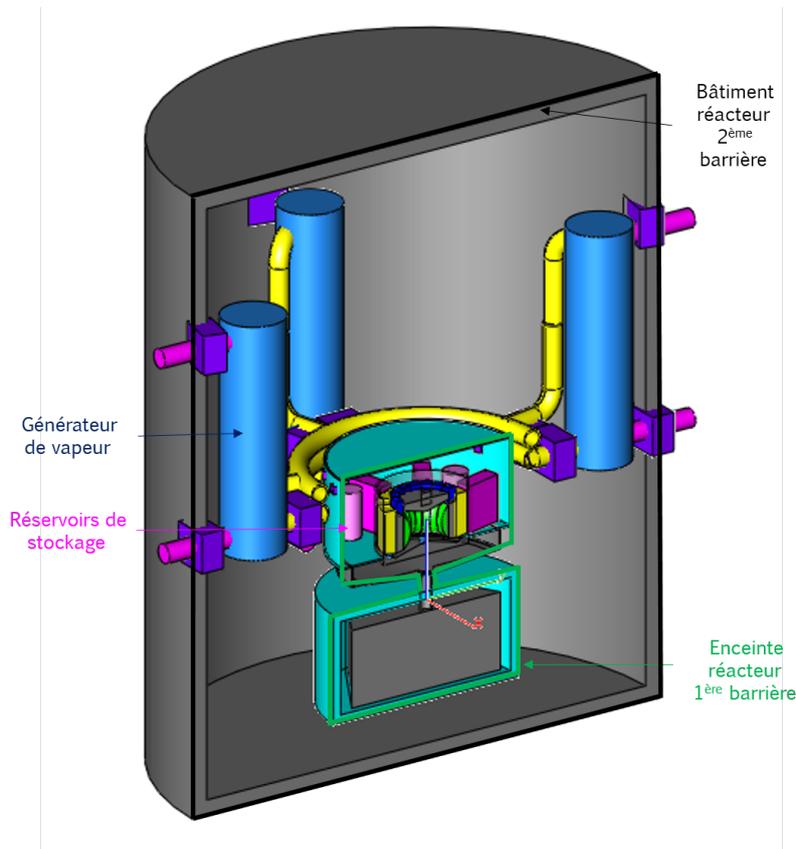


FIGURE 6.1 – Barrières de confinement du MSFR - proposition 1

Proposition 2

La deuxième proposition se base sur un design similaire à celui de la proposition 1. Cependant, la partie supérieure des secteurs est ici fermée grâce à des couvercles. Le circuit combustible est ainsi isolé et les matières radioactives confinées à l'intérieur de ce dernier. Limiter la présence de matières radioactives dans une zone restreinte présente des avantages en terme d'exploitation, de sûreté, de maintenance et de démantèlement. De plus, une vanne de type clapet antiretour a été ajoutée à la conduite reliant le niveau libre du circuit combustible à l'EDS pour isoler les gaz du circuit combustible de ceux de l'EDS en fonctionnement normal. En situation de production de puissance, les barrières de confinement sont les suivantes :

- 1^{ère} barrière : structures du circuit combustible ou enceinte cœur ;
- 2^{ème} barrière : enceinte réacteur ;
- 3^{ème} barrière : bâtiment réacteur.

La première barrière est constituée des structures du circuit combustible, soit l'«enceinte cœur», incluant la cuve cœur, les réflecteurs inférieur et supérieur et les couvercles permettant de fermer la partie supérieure des secteurs. Certains éléments jouant un rôle important dans l'étanchéité de la première barrière doivent être pris en compte dans l'analyse des by-pass ou des points faibles des barrières. Ce sont notamment :

6.2. DÉFINITION DES BARRIÈRES DE CONFINEMENT

- les plaques ou tubes des échangeurs de chaleur ;
- la pompe et l'arbre de pompe ;
- les systèmes de prélèvement des sels combustible et fertile ;
- le couvercle amovible dans le réflecteur supérieur ;
- le système de prélèvement des gaz de l'unité de traitement des gaz ;
- les vannes et les conduites connectant le circuit combustible aux réservoirs de stockage des sels combustible et fertile ;
- la vanne et la conduite connectant le niveau libre du circuit combustible à l'EDS ;
- les vannes de vidange d'urgence (vannes automatiques ou manuelles et vannes fusibles) ;
- etc.

La seconde barrière est l'enceinte réacteur, qui a été déjà présentée en proposition 1. Pour assurer l'indépendance entre la première et la deuxième barrière, les couvercles dans le réflecteur supérieur et dans l'enceinte réacteur permettant le prélèvement du combustible doivent être indépendants. Pour garantir l'intégrité de la seconde barrière en cas de perte de la première barrière (par exemple lors de la rupture d'un échangeur de chaleur), des vannes doivent être implémentées pour isoler la partie de l'intermédiaire entrant dans l'enceinte réacteur. La troisième barrière est le bâtiment réacteur et contient, comme en proposition 1, le circuit intermédiaire, une partie du circuit de conversion, les générateurs de vapeur ainsi que d'autres systèmes auxiliaires. Des vannes doivent là encore être prévues pour isoler la partie circuit de conversion entrant dans le bâtiment réacteur.

En situation de maintenance, démarrage ou arrêt, les barrières de confinement sont les suivantes :

- 1^{ère} barrière : réservoirs de stockage normaux et conduites de remplissage/vidange ;
- 2^{ème} barrière : enceinte réacteur ;
- 3^{ème} barrière : bâtiment réacteur.

Pendant les opérations de maintenance, de démarrage et d'arrêt, le combustible est contenu dans les réservoirs de stockage et dans les conduites les connectant au circuit combustible, c'est pourquoi ces éléments sont considérés comme la première barrière. Les deux autres barrières sont les mêmes que dans la situation de production de puissance. Les barrières de confinement de la proposition 2 sont représentées en figure 6.2.

Ce design permet de définir une première barrière plus similaire à la gaine combustible dans un REP puisqu'elle constitue le premier composant physique en contact avec le combustible tant en situation de production de puissance que de maintenance. Les conséquences de la perte de la première barrière ne compromettent pas la sûreté globale du réacteur. Il est à noter que les contraintes de pression sur la troisième barrière, en cas de rupture de la première et de la deuxième barrière, restent limitées comparées aux REPs. En effet, l'enceinte réacteur et le circuit combustible ne sont pas pressurisés, aucune réaction fortement exothermique avec le combustible n'a été identifiée et les réactions conduisant à une augmentation de pression sont limitées par le design.

Une variante possible de la proposition 2 serait d'avoir une définition des barrières de confinement commune pour la production de puissance et pour la maintenance, le démarrage ou l'arrêt du réacteur. La première barrière regrouperait alors à la fois les structures du circuit combustible, les réservoirs de stockage et les conduites de vidange et remplissage. Cette variante permet de souligner l'importance de conserver l'étanchéité des conduites et

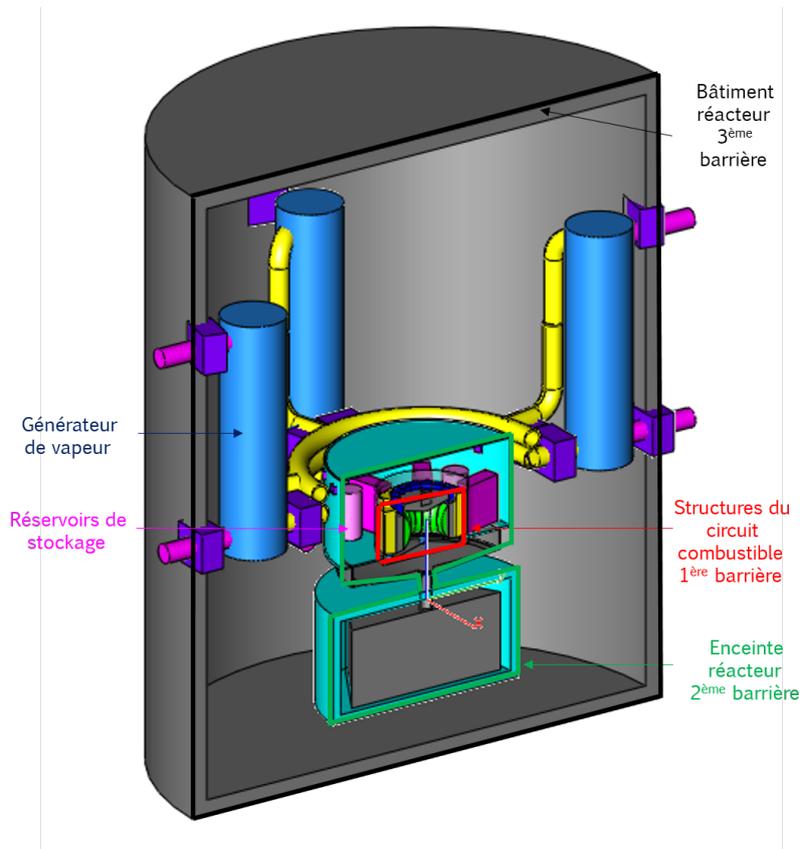


FIGURE 6.2 – Barrières de confinement du MSFR - proposition 2

des réservoirs de stockage en situation de production de puissance et de même, de conserver l'étanchéité du circuit combustible en situation de maintenance. En effet, du sel combustible et des gaz radioactifs peuvent demeurer dans les conduites ou dans les réservoirs après une vidange. L'étanchéité de toute zone pouvant ou ayant pu contenir du combustible doit donc être maintenue en fonctionnement normal.

Proposition 3

La proposition 3 se base sur une version du design proposée ultérieurement dans le projet SAMOFAR et impliquant d'importantes modifications par rapport au design utilisé pour les propositions 1 et 2. Notamment, les réservoirs de stockage sont situés à l'extérieur de l'enceinte réacteur dans une enceinte dédiée, appelée « enceinte de stockage ». L'EDS, et en particulier le collecteur, n'est placé que sous l'enceinte cœur sans inclure les réservoirs de stockage. La jonction entre le collecteur et le circuit combustible peut alors être rendue étanche. Par rapport à la proposition 2, cette nouvelle disposition permet de ne plus contaminer l'ensemble de l'enceinte réacteur lors d'une vidange du combustible vers l'EDS et de protéger l'EDS lors des activités de maintenance sur ce système en déportant le combustible dans une autre enceinte. En situation de production de puissance, les barrières de confinement associées à cette troisième proposition sont les suivantes :

6.2. DÉFINITION DES BARRIÈRES DE CONFINEMENT

- 1^{ère} barrière : structures du circuit combustible ou enceinte cœur ;
- 2^{ème} barrière : enceinte réacteur ;
- 3^{ème} barrière : bâtiment réacteur.

La première barrière est constituée des structures du circuit combustible comme en proposition 2. La seconde barrière est constituée de l'enceinte réacteur contenant le circuit combustible, l'EDS et d'autres systèmes auxiliaires. La troisième barrière est le bâtiment réacteur et contient, comme en proposition 1 et 2, le circuit intermédiaire, une partie du circuit de conversion, les générateurs de vapeur ainsi que d'autres systèmes auxiliaires.

En situation de maintenance, démarrage ou arrêt, les barrières de confinement sont les suivantes :

- 1^{ère} barrière : réservoirs de stockage normaux et conduites de remplissage/vidange ;
- 2^{ème} barrière : enceinte de stockage ;
- 3^{ème} barrière : bâtiment réacteur.

Les réservoirs de stockage normaux et les conduites les connectant au circuit combustible constituent, comme en proposition 2, la première barrière dans les situations de maintenance. Pour valider cette assertion, la deuxième barrière est ici une enceinte de stockage dédiée et possédant son propre *core catcher*. Les barrières de confinement de la proposition 3 sont représentées sur la figure 6.3.

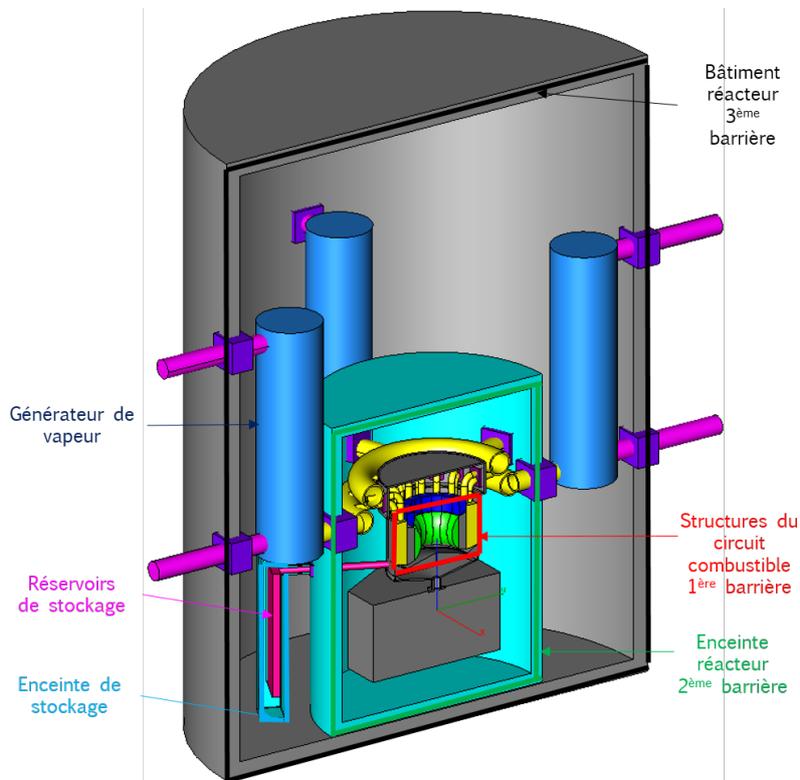


FIGURE 6.3 – Barrières de confinement du MSFR - proposition 3

Pour les mêmes raisons qu'en proposition 2, une variante possible de la proposition 3 serait

d'avoir une définition des barrières commune pour les situations de production de puissance et de maintenance, démarrage ou arrêt. En cas de vidange du combustible dans l'EDS, le nombre de barrières entre le combustible et l'environnement est maintenu à trois dans cette proposition (contrairement aux propositions 1 et 2) bien qu'on soit dans une situation accidentelle. En effet, les structures du circuit combustible et l'EDS forment alors une première barrière, indépendante des barrières 2 et 3. Pour valider cette assertion, l'intégrité et l'étanchéité de l'EDS doivent alors être assurées au même niveau que le reste de la première barrière.

6.2.4 Remarques et conclusion sur les barrières de confinement

Cette étude a permis de définir des barrières de confinement pour le sel combustible. Cette approche doit être généralisée pour que la définition des barrières inclut tous les termes sources, dans toutes les zones de l'installation où des matériaux radioactifs pourraient se trouver en fonctionnement normal. Dans les analyses ultérieures, il faudra donc s'intéresser à la localisation des matières radioactives dans l'ensemble de l'installation, en portant une attention particulière à l'unité de retraitement pyrochimique du sel. La définition des barrières pourra également être améliorée en considérant les différents accidents et en évaluant leur impact sur les barrières. Une attention particulière devra alors être accordée aux risques de by-pass et aux accidents pouvant entraîner la perte simultanée de plusieurs barrières. Par exemple, le circuit de conversion est le seul circuit possédant une surpression importante et une brèche de ce circuit dans le bâtiment réacteur pourrait impacter les deuxième et troisième barrières définies dans les propositions deux et trois. Il pourrait s'avérer judicieux de le placer entièrement en dehors du BR pour éviter les incidents ou accidents de montée en pression pouvant impacter les structures du BR et les équipements situés à l'intérieur. Cette option sera discutée en section 6.4.

6.3 Définition des systèmes de protection par la méthode des lignes de défense

6.3.1 Description de la méthode

L'objectif de la méthode des Lignes De Défenses (LDDs) est de garantir que chaque scénario accidentel est prévenu par un ensemble de dispositifs de sûreté adéquat. Plus précisément, la méthode consiste à identifier les différentes dispositions prises envers les principaux risques, à quantifier très sommairement leur valeur et à vérifier que toute évolution accidentelle de l'état du réacteur est toujours prévenue par un ensemble minimal homogène (en quantité et en qualité) de lignes de défense avant qu'une situation aux conséquences inacceptables ne puisse survenir [131]. Cette méthode a été largement employée par le passé dans l'industrie nucléaire, pour les réacteurs à fission [131, 132, 133] ainsi que pour les réacteurs à fusion [134, 135]. Elle est souvent utilisée pour vérifier la qualité de l'architecture de sûreté implémentée pour un design donné. Dans le cadre de l'application au MSFR, dont l'architecture de sûreté n'est pas encore entièrement définie, la méthode sert essentiellement à identifier les systèmes manquants ou au contraire superflus ; c'est à dire déterminer si des systèmes de protection additionnels doivent être implémentés ou si les systèmes définis pour le moment sont excessifs, en quantité ou en qualité, vis à vis des risques encourus. Dans ce fait, elle est plutôt à envisager ici comme une aide aux designers dans la définition de l'architecture de

6.3. DÉFINITION DES SYSTÈMES DE PROTECTION PAR LA MÉTHODE DES LIGNES DE DÉFENSE

sûreté du réacteur.

Différents types de dispositions peuvent faire office de ligne de défense, comme par exemple, les mesures dont le but est de prévenir l'occurrence d'un évènement initiateur, les mesures dont le but est de limiter les conséquences d'un évènement initiateur, le comportement intrinsèque du système ou encore la résistance naturelle du système à la progression de l'accident. La quantification de leur qualité est relativement sommaire et on ne distingue en général que deux catégories de lignes de défense : les lignes de défense fortes et les lignes de défense moyennes.

Lignes de défense fortes : les lignes de défense fortes, notées « a », sont des systèmes ayant un haut classement de sûreté. Ils doivent être conçus avec des marges de conservatisme importantes et répondre au critère de défaillance unique, signifiant que le système est capable de remplir ses fonctions même si une défaillance unique affecte l'un de ses équipements. La probabilité de défaillance de tels système est de 10^{-3} à 10^{-4} par an ou par sollicitation. Les lignes de défense fortes peuvent être, par exemple, des systèmes actifs conçus avec les normes de l'industrie nucléaire et possédant des redondances internes, des systèmes passifs conçus avec les normes de l'industrie nucléaire ou encore un comportement intrinsèque du réacteur.

Lignes de défense moyennes : Les lignes de défense moyennes, notées « b », ont des marges de conservatisme moins importantes que les précédentes et n'ont, par exemple, pas nécessairement besoin de posséder des redondances internes. La probabilité de défaillance de ces systèmes est de 10^{-1} à 10^{-3} par an ou par sollicitation. On retrouve parmi les dispositions considérées comme lignes de défense moyennes des systèmes actifs généralement conçus avec les normes de l'industrie nucléaire (mais sans redondance interne) ou des procédures impliquant des actions d'opérateur.

Une liste plus précise des exigences sur les LDDs en fonction de leur qualité est disponible dans l'article de M. Costa [135]. Avant d'appliquer la méthode, il est nécessaire de définir, pour une situation redoutée, la quantité et la qualité des LDDs à interposer entre l'évènement initiateur et la situation à prévenir. Ce choix dépend de la gravité de la situation en question. Dans de nombreuses références, l'objectif recherché est d'avoir l'équivalent de trois lignes de défense, deux lignes fortes et une ligne moyenne (soit $2a+b$), avant d'être dans une situation de mitigation de l'accident grave [134]. Ce critère n'étant pas directement transposable au MSFR, les règles suivantes ont été définies et utilisées dans le cadre de cette étude :

- au minimum une ligne de défense moyenne (b) doit être implémentée pour la prévention d'une situation impactant la disponibilité du réacteur ou entraînant des rejets radiologiques limités ;
- au minimum une ligne de défense forte (a) doit être implémentée pour la prévention d'une situation impactant l'investissement ou entraînant des rejets radiologiques significatifs (sans nécessiter toutefois de mesures de confinement hors site) ;
- au minimum deux lignes de défense fortes et une moyenne ($2a+b$) doivent être implémentées pour la prévention d'une situation impactant la sûreté avec potentiellement d'importants rejets radiologiques.

La faible probabilité d'occurrence d'un évènement initiateur peut aussi être assimilée à une

CHAPITRE 6. ELABORATION DE L'ARCHITECTURE DE SÛRETÉ ET RETOUR DE L'ANALYSE DE SÛRETÉ SUR LE DESIGN

ligne de défense. De cette manière, il sera nécessaire d'interposer un moins grand nombre de LDDs entre un EI de faible fréquence d'occurrence et une situation redoutée qu'entre un EI de grande fréquence d'occurrence et cette même situation [132]. La figure 6.4 (dans la troisième colonne) donne pour chaque catégorie d'évènement le type de LDD auquel il peut être associé. Un découpage des évènements initiateurs en cinq catégories, tel que décrit dans cette figure, n'est pas évident au stade préliminaire de l'analyse de sûreté du MSFR. Lorsque trop peu d'informations sont disponibles sur les fréquences et les conséquences des évènements initiateurs, des règles conservatives sont adoptées en associant à chaque évènement le type de LDD le plus faible de sa macro catégorie (incident, accident ou évènement limitant). Ainsi, dans les exemples d'application qui suivent, les évènements classés section 2.5 dans la catégorie des incidents sont associés à un niveau (0), les évènements classés dans la catégorie des accidents sont associés à une LDD (b) et les évènements classés dans la catégorie des évènements limitants à une LDD (2a).

Catégorie de l'évènement considéré	Critères minimum à respecter en termes de conséquences sur le réacteur	LDDs équivalentes	Pas d'impact significatifs sur la disponibilité du réacteur et rejets dans les marges de fonctionnement normal	LDDs strictement requises pour éviter des conséquences sur la disponibilité du réacteur et/ou des rejets radiologiques limités	LDDs strictement requises pour éviter des conséquences sur l'investissement et/ou des rejets radiologiques significatifs	LDDs strictement requises pour éviter des conséquences sur la sûreté et/ou des rejets radiologiques importants
Incident	Pas d'impact significatifs sur la disponibilité du réacteur et rejets dans les marges de fonctionnement normal	0		b	a	2a+b
	Pas d'impact significatif sur l'investissement et rejets limités	b			b*	2a
Accident	Pas d'impact significatif sur l'investissement et rejets limités	b			b*	2a
	Pas de rejets importants	a				a+b
Évènement limitant	Pas d'effets faibles en termes de rejets radiologiques	2a				b

FIGURE 6.4 – Matrice de risque et LDDs strictement requises. *seulement si deux lignes de qualité b sont équivalentes à une ligne de qualité a, sinon une ligne de défense forte est requise

Le nombre minimum de LDDs, à implémenter pour garantir que toute potentielle séquence accidentelle tombe dans le domaine du risque acceptable, en fonction de la fréquence de l'évènement initiateur et la gravité de la situation à prévenir, peut être résumé dans la matrice de risque présentée en figure 6.4 (dans les colonnes 4 à 7). La zone représentée en vert délimite la courbe de Farmer, c'est à dire le domaine du risque acceptable.

Il est à noter que la validité de la méthode repose sur l'indépendance des lignes de défense implémentées et l'absence de défaillances de mode commun. Dans l'idéal, la méthode devrait être appliquée à chaque évènement initiateur de la liste élaborée en section 2.5. Dans le cadre de l'application au MSFR, seuls certains évènements représentatifs des principales familles d'EIs ont été traités. Les résultats obtenus pour l'ensemble des évènements traités sont donnés en annexe C. Les sous-sections suivantes présentent des exemples tirées des familles : « perte de l'extraction de chaleur du circuit combustible », « perte d'étanchéité d'autres systèmes contenant des matières radioactives » et « perte de l'alimentation électrique ».

6.3.2 Perte de l'extraction de chaleur du circuit combustible

La figure C.2 présente l'arbre résultant de l'application de la méthode à l'évènement initiateur « perte de la source froide principale ». Cet évènement avait été classé, section 2.5, en incident de la famille « perte de l'extraction de chaleur du circuit combustible » et est donc initialement associé à un niveau (0). Le transitoire associé a de plus été étudié au chapitre 4. L'arbre se lit de la façon suivante : chaque embranchement matérialise l'utilisation d'une ligne de défense, la ligne horizontale correspond au bon fonctionnement du dispositif tandis que la ligne verticale symbolise la défaillance du système.

Dans le cas considéré, la première ligne de défense proposée est le système de refroidissement de secours de l'intermédiaire au gaz. L'ajout de ce système, qui a déjà été évoqué dans les chapitres 2 et 4, a été proposé pour évacuer la puissance résiduelle du combustible en cœur sans passer par le circuit de conversion de l'énergie et la source froide. En cas de défaillance de ce dispositif, il est prévu de vidanger le combustible vers le réservoir de vidange d'urgence. Le système de refroidissement de l'intermédiaire au gaz étant en cours de définition et n'ayant pas encore été étudié à ce jour, le choix a été fait de fiabiliser la vidange du combustible, associée à un système mieux connu à ce jour, plutôt que son refroidissement en cœur. Ainsi, le refroidissement de secours de l'intermédiaire est considéré comme une ligne moyenne alors que les vannes de vidange (vannes automatiques ou manuelles et vannes fusibles) et l'EDT sont considérés comme des lignes fortes. Ce choix préliminaire pourra être reconsidéré lors des futures évolutions de design et devra faire l'objet d'une étude plus détaillée pour sélectionner l'option la plus avantageuse. En cas de non fonctionnement de toutes les vannes de vidange, l'échauffement du combustible conduit à l'endommagement des structures du circuit combustible et à une fuite de sel qui s'écoulera vers l'EDS ou vers le *core catcher* situé au fond de l'enceinte réacteur. L'évolution naturelle de l'accident mène donc à une perte de l'investissement mais ne met pas en danger la sûreté de l'installation, le refroidissement et le confinement du combustible étant toujours assurés. « L'arrivée de toute fuite dans l'EDS ou le *core catcher* » a pour l'instant été classée comme une ligne de défense moyenne car il faudra vérifier que le combustible s'écoule bien vers l'EDS ou le *core catcher* et qu'il n'y a pas de fuite de sel possible vers le circuit intermédiaire dans ce cas. Afin d'alléger les graphiques et pour ne pas représenter plusieurs fois les mêmes séquences, certains sous-arbres ont été encadrés et numérotés et seront identifiés par la suite par leur numéro. Ainsi, l'arbre débutant par l'EDT porte le numéro 1 (il équivaut à (2a) LDDs) et l'arbre débutant par les vannes de vidange automatiques ou manuelles le numéro 2 (il équivaut à un minimum de (2a) LDDs).

Dans cet exemple, on constate que $2a+b$ lignes de défense sont bien disponibles avant que la sûreté du système soit compromise et que des rejets radiologiques puissent survenir. De même, le nombre de LDD minimum requis est respecté pour les situations de perte de la disponibilité ou de l'investissement. Cependant, l'indépendance des lignes de défense est une hypothèse majeure de la méthode et l'absence de défaillance de cause commune entre le refroidissement de l'EDT et le refroidissement du *core catcher* n'est pour l'instant pas vérifiée. Une étude des défaillances de mode commun devra être réalisée dans le futur pour valider ce résultat.

CHAPITRE 6. ELABORATION DE L'ARCHITECTURE DE SÛRETÉ ET RETOUR DE L'ANALYSE DE SÛRETÉ SUR LE DESIGN

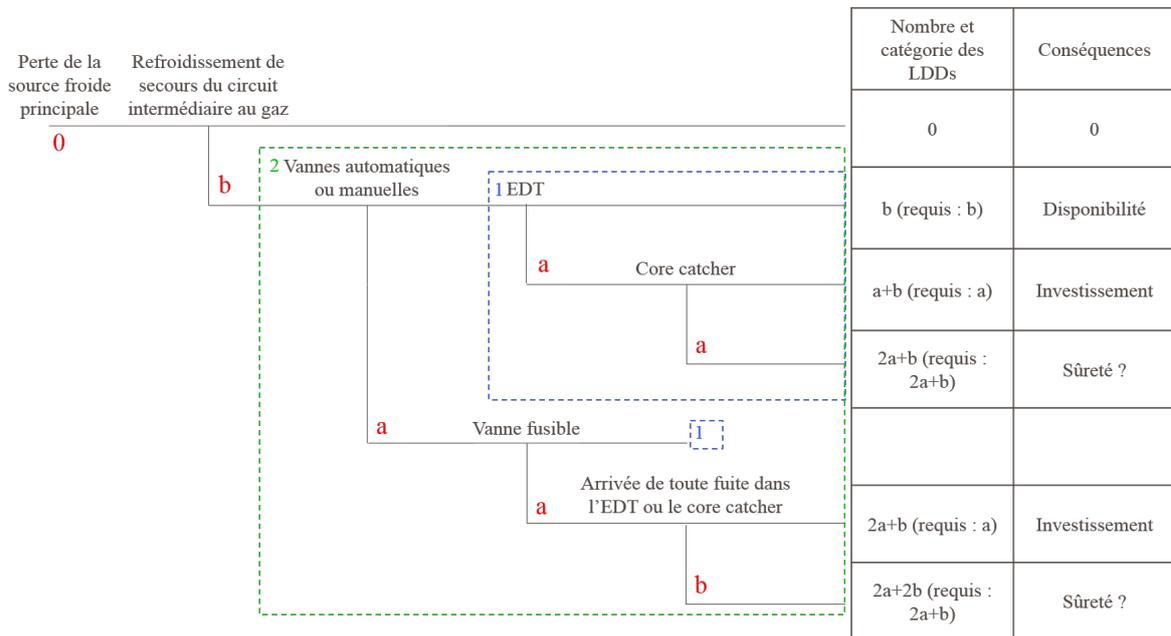


FIGURE 6.5 – Lignes de défense associées à l'évènement « perte de la source froide principale »

6.3.3 Perte d'étanchéité d'autres systèmes contenant des matières radioactives

La « rupture d'un réservoir de stockage du combustible » est un accident de la famille « perte d'étanchéité d'autres systèmes contenant de la matière radioactive ». Etant classé dans la catégorie des accidents, sa fréquence d'occurrence est suffisamment faible pour être assimilée au moins à une ligne de défense moyenne (b). Le cas présenté ici correspond à une situation de maintenance où le sel combustible est contenu dans les réservoirs de stockage. La présence d'une brèche sur un réservoir entraîne la fuite du combustible. Il est à noter que, pour des petites fuites, la solidification du sel au contact du gaz inerte permet de colmater la fuite. Pour des fuites plus importantes, le déroulement de l'accident dépend des options de design choisies. Dans le design initialement proposé dans le projet SAMOFAR, les réservoirs de stockage sont situés au-dessus de l'EDS, dans l'enceinte réacteur. Cette option correspond à la deuxième proposition de barrières de confinement décrite en section 6.2 et représentée sur la figure 6.2. La rupture des réservoirs de stockage entraîne une vidange du combustible dans l'EDS. L'enchaînement des dispositions en résultant correspond au sous-arbre 1 et 2a+b lignes de défense sont bien présentes avant qu'une situation compromettant la sûreté du système ne survienne. Dans un design proposé ultérieurement, les réservoirs de stockage sont situés dans une enceinte différente de l'enceinte réacteur qui possède son propre *core catcher*. Cette option correspond à la troisième proposition de barrières de confinement décrite en section 6.2 et représentée sur la figure 6.3. Dans ce second cas, le combustible s'écoule directement dans le *core catcher* et l'arbre obtenu est présenté sur la figure C.3. Seules a+b lignes de défense sont alors disponibles avant d'atteindre une situation dangereuse. Le choix entre ces deux options de design est discuté en section 6.4.

6.3. DÉFINITION DES SYSTÈMES DE PROTECTION PAR LA MÉTHODE DES LIGNES DE DÉFENSE

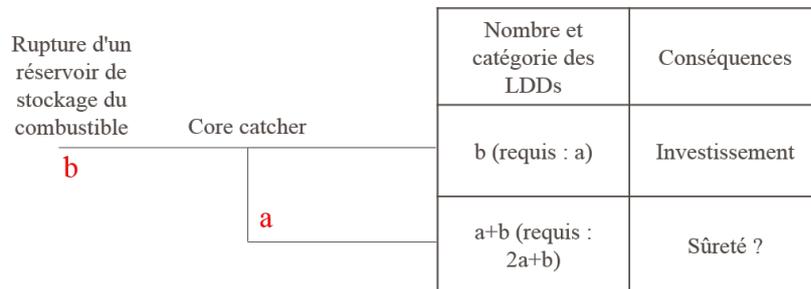


FIGURE 6.6 – Lignes de défense associées à l'évènement « rupture d'un réservoir de stockage du combustible »

6.3.4 Perte de l'alimentation électrique

La « perte du réseau électrique » a été classée en section 2.5 dans la catégorie des incidents. L'arbre associé à une perte du réseau de courte durée est présenté sur la figure C.4.

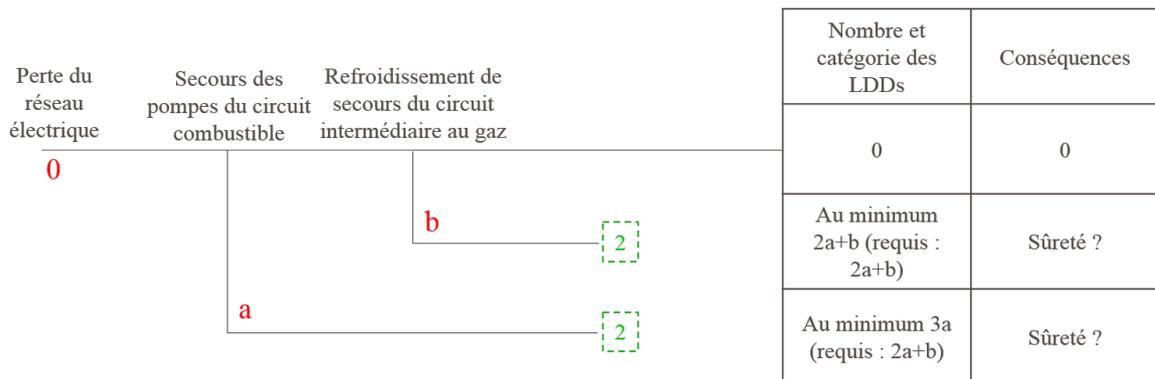


FIGURE 6.7 – Lignes de défense associées à l'évènement « perte du réseau électrique »

La première ligne de défense, de qualité (a), consiste à secourir les pompes du circuit combustible. Ce dispositif pourrait à l'avenir être remplacé par la convection naturelle du sel combustible si des études viennent attester qu'une convection naturelle suffisante pour évacuer la puissance résiduelle se met effectivement en place. Une fois la circulation du sel combustible rétablie, le refroidissement du sel intermédiaire doit être assuré. Les pompes du circuit intermédiaire et du circuit de conversion n'étant pas secourues, la puissance résiduelle est évacuée grâce au refroidissement de secours au gaz du circuit intermédiaire. Si ce système est défaillant ou s'il est impossible de rétablir la circulation du combustible, il est nécessaire de le vidanger et le sous-arbre 2 réapparaît. Dans tous les cas, le nombre et la qualité des dispositions implémentées sont suffisants à la condition que les systèmes valorisés (refroidissement de secours de l'intermédiaire, EDS, *ore catcher* et leurs systèmes de refroidissement) soient disponibles malgré la perte de réseau électrique, ce qui justifie ici l'utilisation de systèmes passifs.

6.3.5 Remarques et conclusions sur la méthode des lignes de défense

La méthode des LDDs a été appliquée au MSFR pour certains évènements initiateurs représentatifs. Quelques résultats de cette application ont été présentés dans cette section tandis que l'ensemble des résultats, pour tous les évènements traités, est disponible dans l'annexe C. L'application de la méthode des lignes de défense a fait apparaître qu'un nombre suffisant de dispositions de sûreté étaient déjà implémentées dans le design pour de nombreux évènements initiateurs à l'image des trois exemple précédents. Cependant, la protection de certains systèmes, tels que les systèmes contenant de la matière fissile extérieurs au circuit combustible, doit encore être améliorée. De plus, l'analyse a mis en lumière l'apparition du système de vidange d'urgence dans de nombreuses séquences accidentelles. Le réservoir de vidange ainsi que les vannes permettant la vidange ont été considérés comme des lignes de défense fortes. Pour valider ce choix, il est important d'imposer des contraintes de design fortes pour satisfaire les exigences de sûreté associées. Dans ce cadre, des études de conception du système de vidange d'urgence ont été présentées au chapitre 5. L'analyse confirme aussi à ce stade l'intérêt d'utiliser un *core catcher*. Les études de conception restent à réaliser pour ce système.

6.4 Retour de l'analyse de sûreté sur le design

L'analyse de sûreté a permis d'identifier certains potentiels points faibles du design initialement défini dans le projet SAMOFAR. Elle a ainsi conduit à proposer des pistes d'amélioration et des designs alternatifs à étudier. Une sélection de ces propositions est présentée dans la section 6.4.1. D'autre part, l'analyse de sûreté a mis en lumière les manques de connaissance sur certains dispositifs ou phénomènes qui sont importants pour les études de sûreté. Quelques-uns de ces points de design à mieux définir sont détaillés en section 6.4.2 tandis que les propriétés physiques et les phénomènes à étudier sont listés en section 6.4.3. Ces éléments pourront être utilisés pour guider les futures études de design et de sûreté.

6.4.1 Pistes d'amélioration du design et designs alternatifs

Quelques pistes d'amélioration et des idées de designs alternatifs dont l'étude pourrait s'avérer intéressante sont décrits dans les paragraphes suivants.

Amélioration du confinement des sels

Au chapitre 2, plusieurs évènements entraînant une mise en contact du sel combustible avec le sel intermédiaire ont été identifiés. Ils peuvent être liés à une brèche dans les échangeurs de chaleur combustible-intermédiaire ou à une brèche dans un élément de structure refroidi par le système de refroidissement des structures. Une des dispositions envisagées pour limiter la dispersion des matières radioactives via le circuit intermédiaire consiste à imposer une pression plus élevée dans le circuit intermédiaire que dans le circuit combustible. Ainsi, le sel intermédiaire s'écoule préférentiellement dans le circuit combustible. Le même raisonnement peut être fait en cas de mise en contact du sel combustible avec le sel fertile, par exemple en raison d'une brèche dans le réservoir de la couverture fertile. Notons tout de même que l'entrée du sel combustible dans le circuit de la couverture fertile n'entraînerait pas de perte de confinement puisque le circuit de la couverture fertile est intégralement compris

dans l'enceinte cœur. Enfin, lors d'une mise en contact du sel fertile avec le sel intermédiaire, par exemple en raison d'une brèche dans l'échangeur de la couverture fertile, il est préférable que le sel intermédiaire entre dans la couverture fertile et non l'inverse. Pour résumer, l'idéal serait de dimensionner le circuit intermédiaire avec une pression légèrement plus élevée que la pression de la couverture fertile et la couverture fertile avec une pression légèrement plus élevée que le circuit combustible.

L'autre disposition envisagée pour limiter la dispersion des matières radioactives via le circuit intermédiaire consiste à implémenter des vannes permettant d'isoler les zones du circuit endommagées. D'autre part, nous avons vu dans la section 6.2 que l'implémentation de vannes sur les différents circuits est nécessaire pour séparer les barrières de confinement les unes des autres et, en cas de défaillance d'une barrière, garantir l'étanchéité de la barrière suivante. Ainsi, l'ajout de plusieurs vannes est proposé :

- sur le circuit intermédiaire, à l'endroit où il traverse l'enceinte cœur, de manière à isoler le secteur endommagé et à limiter la sortie de matières radioactives de l'enceinte cœur ;
- sur le circuit intermédiaire, à l'endroit où il traverse l'enceinte réacteur, de manière à isoler la partie du circuit intermédiaire contaminée et à limiter la sortie de matières radioactives de l'enceinte réacteur en cas de défaillance de la vanne précédente ;
- sur le circuit de conversion, à l'endroit où il traverse le bâtiment réacteur, de manière à limiter la sortie de matières radioactives du bâtiment réacteur en cas de rupture d'un échangeur entre le circuit intermédiaire et le circuit de conversion.

Amélioration du confinement des gaz dans l'enceinte cœur

L'étude des barrières de confinement, en section 6.2, a conduit à lister les composants qui contribuent à l'étanchéité de l'enceinte cœur. En particulier, il a été remarqué que les composants du design initialement défini dans le projet SAMOFAR ne permettaient pas de garantir le confinement des gaz dans l'enceinte cœur. Pour garantir l'étanchéité de l'enceinte cœur, l'ajout des composants suivants a été proposée :

- des parois horizontales ou «couvercles» permettant de fermer de manière étanche la partie supérieure des secteurs située entre le réflecteur supérieur et le bord de la cuve cœur ;
- un clapet anti-retour sur la conduite de gaz reliant le niveau libre du circuit combustible à l'EDS pour isoler l'EDS quand celui ci n'est pas utilisé ; le clapet doit être placé au plus près possible de l'enceinte cœur pour éviter l'échappement des gaz du circuit combustible dans l'enceinte réacteur en cas de «rupture de la connexion entre le niveau libre du circuit combustible et l'EDS pour le gaz», accident qui a été identifié au chapitre 2.

D'autre part, certains composants existants sont apparus sensibles ou peu fiables du point de vue du confinement des gaz. Parmi ces derniers, le couvercle situé en partie supérieure du réservoir d'expansion et représenté en figure 1.8 (à droite) apparaît comme un potentiel point faible. Ce couvercle amovible doit être retiré pour permettre le prélèvement et l'injection du combustible pendant que le réacteur est en production de puissance. Un système alternatif a donc été proposé pour le prélèvement du combustible via une conduite de diamètre réduit et fermée par une ou plusieurs vannes.

Retrait de l'eau de l'enceinte réacteur

L'« entrée d'eau dans le circuit combustible » a été identifié comme un évènement limitant au chapitre 2 et les études présentées au chapitre 3 ont montré qu'un contact sel-eau était en effet peu souhaitable. Celui-ci conduit à la production de HF et donc à une augmentation de la pression si la réaction est réalisée dans une enceinte fermée. D'autre part, l'entrée en contact du combustible avec un grand volume d'eau liquide entraîne une augmentation de pression due à la vaporisation de l'eau et pourrait mener à un phénomène d'explosion vapeur. Ce phénomène doit être étudié dans le cas des sels fondus. En l'absence d'information plus précise et pour mieux prévenir ce risque, une solution consiste à remplacer, autant que possible, les systèmes fonctionnant avec de l'eau et se trouvant dans l'enceinte réacteur, voire le bâtiment réacteur, par des systèmes sans eau. Dans le design proposé au début du projet SAMOFAR, le seul système fonctionnant grâce à un grand volume d'eau et situé dans l'enceinte réacteur est le système de refroidissement de l'EDT. Le choix a donc été fait de remplacer ce système par un système fonctionnant au gaz. En particulier, un calcul de pré-faisabilité d'un refroidissement basé sur la circulation naturelle du gaz se trouvant dans l'enceinte réacteur a été réalisé pendant le stage d'Edouard Montanet [136]. Cette étude indique qu'un tel système est a priori possible, il doit maintenant être étudié plus en détail.

Délocalisation des générateurs de vapeur en dehors du bâtiment réacteur

Les circuits combustible et intermédiaire, utilisant des sels, fonctionnent à basse pression. De plus, aucune réaction chimique fortement exothermique n'a pour l'instant été identifiée entre les différents fluides susceptibles de se trouver dans le bâtiment réacteur et la probabilité d'occurrence des réactions entraînant une production de gaz peut être limitée par le design. Les contraintes mécaniques sur le BR sont donc potentiellement faibles, même en cas d'accident. C'est un atout en terme de sûreté dont il faudrait au maximum tirer parti. Il permettrait notamment d'imposer des contraintes de design moins fortes sur le bâtiment réacteur (qui doit tout de même assurer son rôle de protection vis à vis des agressions externes).

Or, le circuit de conversion fonctionne sous une pression importante, comprise entre 200 et 300 bars. Dans le design de référence, une partie du circuit de conversion traverse le BR dans lequel se trouvent les échangeurs intermédiaire-conversion. Une brèche de ce circuit dans le bâtiment réacteur entraîne une augmentation de la pression dans ce dernier et pourrait impacter à la fois l'enceinte réacteur et le bâtiment réacteur, soit deux des barrières de confinement identifiées dans la section 6.2. Pour éviter ce type d'évènement, il pourrait s'avérer judicieux de placer le circuit de conversion entièrement en dehors du BR, tel que dans le design alternatif représenté sur la figure 6.8.

Toutefois, le sel intermédiaire est faiblement activé car il passe dans les échangeurs combustible-intermédiaire situés dans l'enceinte cœur. Une fuite de sel intermédiaire en dehors du BR, par exemple due à la rupture d'une conduite du circuit intermédiaire, entraînerait un relâchement de radioactivité en dehors du BR, dans le bâtiment contenant le circuit de conversion de l'énergie et la turbine ou éventuellement dans l'environnement si ce bâtiment n'est pas accolé au bâtiment réacteur. Afin de décider si ce design est ou non préférable au design de référence, il est nécessaire d'évaluer l'activation du sel intermédiaire et de quantifier les risques de rejets radioactifs en cas de fuite du circuit intermédiaire à l'extérieur du bâtiment réacteur.

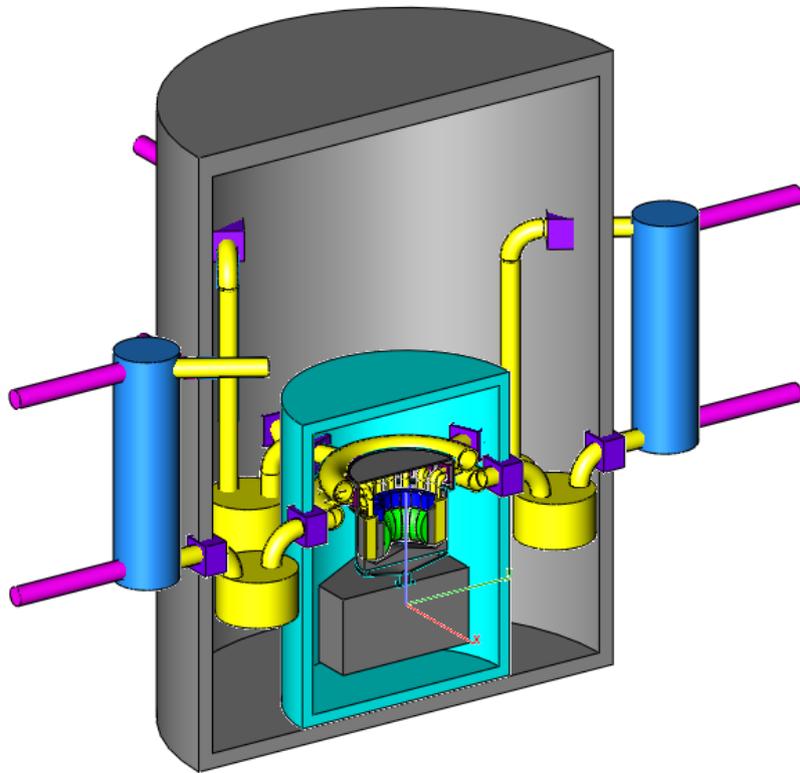


FIGURE 6.8 – Proposition de localisation des GV à l'extérieur de l'enceinte réacteur

De même, la montée en pression dans le BR en cas de brèche du circuit de conversion dans le design de référence doit être évaluée. Enfin, la protection envers les agressions extérieures peut également influencer ce choix, ainsi que le design de la dernière barrière, et devra également être considérée dans l'étude.

Délocalisation des réservoirs de stockage du combustible en dehors de l'enceinte réacteur

Dans le design proposé au début du projet SAMOFAR, les réservoirs de stockage du combustible sont situés dans la partie supérieure de l'enceinte réacteur, soit au-dessus de l'EDS tel que représenté sur les figures 6.1 et 6.2. Cette localisation est problématique pour les activités de maintenance sur l'EDS en raison du risque de fuite de combustible ou de vidange intempestive. Pour pallier à ce problème, une autre option de design a été proposée. Dans cette dernière, les réservoirs de stockage sont situés à l'extérieur de l'enceinte réacteur dans une enceinte dédiée, appelée « enceinte de stockage ». Cette option correspond à la troisième proposition de barrières de confinement décrite en sous-section 6.2 et représentée sur la figure 6.3. L'analyse des barrières de confinement a montré que cette proposition permet d'étanchéifier la jonction entre l'enceinte cœur et l'EDS et ainsi de ne pas contaminer l'enceinte réacteur lors de la vidange d'urgence du combustible. Toutefois, l'application de la méthode des LDDs à l'évènement « rupture d'un réservoir de stockage du combustible » a mis en lumière qu'un plus faible nombre de LDD est alors disponible avant d'atteindre une

situation potentiellement dangereuse. En effet, avec cette option, le sel s'écoule directement dans un système de type *core catcher* situé au fond de l'enceinte de stockage. De plus amples informations sont nécessaires avant de pouvoir déterminer laquelle de ces deux options est préférable. En particulier, la probabilité des vidanges intempestives et des fuites de sel des réservoirs de stockage vers l'EDS doit être évaluée. Des systèmes permettant de fiabiliser la vidange pourraient être implémentés pour minimiser cette probabilité. En outre, les types de maintenances à effectuer sur l'EDS et leur fréquence doivent être déterminés.

Évacuation de la puissance résiduelle du combustible en cœur

La procédure privilégiée pour mitiger les conséquences des événements de la famille «perte de l'extraction de chaleur du combustible» est de vidanger le combustible vers l'EDT. La procédure de vidange d'urgence implique l'indisponibilité du réacteur pour la production de puissance pendant quelques temps puisque le sel doit être réinjecté en cœur, via les réservoirs de stockage, avant le redémarrage du réacteur. Pour des événements dont la fréquence d'occurrence est importante avec des conséquences faibles et pouvant être réparées rapidement, l'utilisation d'un système permettant la conservation du sel combustible en cœur est préférable. Pour répondre à cet objectif, un système de refroidissement de secours de l'intermédiaire a été proposé. Ce système, déjà mentionné en section 6.3, fonctionne grâce à la convection naturelle d'un gaz inerte. L'analyse des LDDs a montré que l'implémentation de ce système, avec l'EDS et le *core catcher*, garantissait un nombre de LDDs suffisant avant d'atteindre une situation compromettant la sûreté du réacteur. Le dimensionnement et l'étude du système de refroidissement de secours de l'intermédiaire sont à réaliser. En outre, le choix pourrait être fait de fiabiliser ce système afin d'augmenter sa plage d'utilisation et de réduire celle de l'EDS, dont les requis en termes de fiabilité pourront éventuellement être revus à la baisse.

Ce système peut aussi être utilisé pour mitiger les conséquences des événements de la famille «perte de l'alimentation électrique» puisque son fonctionnement ne repose que sur des phénomènes passifs. Toutefois, la circulation du combustible doit être assurée pour que l'évacuation de la chaleur du combustible soit efficace. Lors de l'application de la méthode des LDDs, un système de secours des pompes a donc été proposé mais l'utilisation de phénomènes totalement passifs lui serait préférable. Dans cette optique, la possibilité de convection naturelle dans le circuit combustible doit être étudiée. Le design actuel n'est pas optimisé pour la convection naturelle mais des études préliminaires réalisées au CNRS semblent indiquer que celle-ci est possible. Des études plus précises sont nécessaires pour le confirmer. D'autre part, le design du circuit combustible peut être amélioré pour favoriser la convection naturelle. Par exemple, les échangeurs de chaleur, dont la hauteur devra être réduite, pourraient être déplacés au maximum vers la partie supérieure du circuit combustible. Enfin, une étude plus complète des conséquences en cas de perte totale des moyens de refroidissement serait utile pour mieux définir les requis sur ces systèmes.

6.4.2 Systèmes, composants, paramètres et procédures à définir

Au cours de l'analyse de sûreté, certains manquements dans la définition des systèmes, composants, paramètres et procédures sont apparus. Les points suivants sont notamment à éclaircir :

- Le design des échangeurs de chaleur et le matériau des échangeurs de chaleur doivent être sélectionnés.
- Le sel intermédiaire doit être sélectionné.
- Les circuits de refroidissement de la couverture fertile et des parois doivent être conçus. Ces systèmes peuvent être des circuits distincts ou appartenir au circuit intermédiaire en formant des branches de ce dernier.
- Des systèmes de chauffage des sels doivent être conçus afin de maintenir à l'état liquide ou de reliquéfier le sel intermédiaire et le sel fertile, par exemple après une vidange prolongée du sel combustible. Ces systèmes peuvent être des résistances chauffantes. De même des systèmes de chauffage peuvent être prévus pour maintenir le sel combustible à l'état liquide dans l'EDS en cas d'utilisation de ce système sur une longue période.
- Certains éléments du système de bullage doivent être définis tels que le type et la localisation de la pompe, la pression du gaz, le fluide utilisé pour le nettoyage du gaz et le système de refroidissement de l'unité de traitement. La position des injecteurs, actuellement situés en bas du cœur, peut également être remise en question.
- La procédure de vidange d'urgence est à spécifier. En particulier, les systèmes de déclenchement de la vidange d'urgence et les systèmes d'ouverture doivent être définis. Afin de guider ce choix, les délais d'action des différents systèmes envisagés doivent être quantifiés afin de sélectionner les systèmes permettant un déclenchement suffisamment rapide de la vidange.
- L'instrumentation permettant le contrôle des trois fonctions de sûreté, le pilotage et la maintenance du réacteur doit être définie. En particulier, l'instrumentation nécessaire à la surveillance des barrières de confinement, et donc à la détection des fuites, doit être développée.

6.4.3 Propriétés à évaluer et phénomènes à étudier

Réactions chimiques du sel combustible avec d'autres fluides

Les réactions chimiques du sel combustible avec les autres fluides sont à étudier plus en détails. Une analyse préliminaire des réactions du sel avec l'oxygène et avec l'eau a été réalisée au chapitre 3. Cette analyse est à poursuivre en considérant d'autres réactions chimiques avec les fluides actuels qui auraient pu être oubliées et avec d'autres fluides par encore définis pouvant se trouver dans l'enceinte réacteur. Comme évoqué précédemment, les contraintes mécaniques sur les barrières de confinement sont potentiellement faibles. Il est important de maintenir cette caractéristique en évitant d'ajouter à proximité du combustible des systèmes contenant des fluides présentant un risque de réaction avec le combustible et/ou de montée en pression.

Les calculs réalisés au chapitre 3 sont uniquement des calculs préliminaires basés sur des hypothèses simplificatrices fortes. Des calculs plus précis et également des expériences devront être mis en œuvre pour l'étude des contacts sel-fluides. Et, bien que l'eau ait été retirée de l'enceinte réacteur dans le design actuel, l'étude du contact sel-eau et l'évaluation du risque d'explosion vapeur n'en est pas moins intéressante.

Propriétés des sels

Les formules de calcul des propriétés thermodynamiques du sel combustible sont données avec leur plage de validité dans le tableau 1.3. Il peut être constaté que les plages de validité de ces formules sont restreintes autour du point de fonctionnement du circuit combustible (voire légèrement en dessous pour certaines propriétés). Ces formules sont adaptées à l'étude du fonctionnement normal. Cependant, en conditions accidentelles, le sel peut atteindre des températures bien supérieures ou bien inférieures comme nous l'avons vu dans les chapitres 4 et 5. L'utilisation de ces corrélations en dehors de leur plage de validité limite pour l'instant la fiabilité des calculs en situation accidentelle. Des expériences sont donc nécessaires pour évaluer les propriétés thermodynamiques du sel à haute et à basse température, voire même lorsque le sel est solidifié. Ce travail a été initié dans le projet SAMOFAR.

Les formules de calcul des propriétés thermodynamiques des sels intermédiaires envisagés sont données avec leur plage de validité (lorsque celle-ci est connue) dans les tableaux 1.7, 1.8, 1.9 et 1.10. Comme pour le sel combustible, ces plages de validité sont limitées et des expériences doivent être menées pour disposer de corrélations utilisables à plus haute et à plus basse température (et lorsque les sels sont à l'état solide).

En plus des propriétés thermodynamiques, l'évaluation de certaines propriétés chimiques est importante. En particulier, la mesure de la solubilité des différents éléments dans le sel combustible doit être poursuivie. Les conditions d'apparition d'amas de matière solidifiée sur les parois du circuit combustible lorsqu'on approche de la limite de solubilité de certains éléments dans le sel doivent être particulièrement étudiées. En effet, ces précipités peuvent être à l'origine du bouchage du circuit ou d'un relâchement soudain de matière inhomogène en cœur, qui sont deux des événements initiateurs identifiés au chapitre 2. De plus, la solubilité varie avec la température. Par exemple, la solubilité du plutonium dans le sel diminue quand la température baisse. L'étude de la solubilité doit donc être réalisée en fonction de la température sur une plage plus large de manière à connaître le comportement des différents éléments même en situation accidentelle.

Propriétés des matériaux de structure

Les températures de fonctionnement nominal étant relativement élevées (725°C en moyenne pour le combustible), il est nécessaire de valider la tenue des matériaux de structure au contact des sels fluorés sur des temps longs. De plus, les propriétés des matériaux au-delà des températures de fonctionnement normal doivent être étudiées de manière à pouvoir évaluer les conséquences des accidents impliquant une élévation de la température dans le circuit combustible. Pour l'hastelloy N, les données actuellement disponibles vont au maximum jusqu'à 1100°C, c'est pourquoi cette valeur a été choisie comme limite dans les études des chapitres 4 et 5. Une meilleure connaissance du comportement de ce matériau à plus haute température permettrait de définir plus précisément les critères à utiliser dans les études de sûreté.

La présence de protections thermiques, *a priori* composées d'une couche de SiC, dans la cavité centrale et les conduites contenant du combustible permet de réduire l'impact des hautes températures et de leurs possibles fluctuations dues aux inhomogénéités d'écoulement.

6.5. CONCLUSION

Ces protections thermiques doivent être étudiées : leur faisabilité technologique doit être prouvée et leur tenue mécanique à haute température et sous flux validée.

Ensuite, les matériaux assurant le confinement du sel combustible dans la cavité centrale doivent supporter un flux neutronique relativement important. Il est donc nécessaire de caractériser le comportement des matériaux de structure sous flux et en température pour évaluer les fluences maximum acceptables.

Finalement, le procédé d'assemblage des matériaux de structures de manière à assurer le confinement des matières radioactive doit être étudié.

6.5 Conclusion

Une étude a été menée dans ce chapitre pour définir les barrières de confinement du MSFR. Elle a été réalisée en considérant les situations de fonctionnement normal de production de puissance et de maintenance. Cette étude a conduit à proposer plusieurs options pour la définition des barrières de confinement basées sur des designs du réacteur légèrement différents. Ces propositions sont résumées dans le tableau 6.2. Cette analyse doit être généralisée pour que la définition des barrières inclut tous les termes sources, dans toutes les zones de l'installation où des matériaux radioactifs pourraient se trouver. En particulier, il faudra s'intéresser dans les futures études aux barrières de confinement dans l'unité de retraitement pyrochimique des sels.

Proposition n°	Barrière	Production de puissance	Maintenance
1	1ère barrière 2ème barrière	enceinte réacteur bâtiment réacteur	enceinte réacteur bâtiment réacteur
2	1ère barrière 2ème barrière 3ème barrière	enceinte cœur enceinte réacteur bâtiment réacteur	réservoirs de stockage et conduites enceinte réacteur bâtiment réacteur
3	1ère barrière 2ème barrière 3ème barrière	enceinte cœur enceinte réacteur bâtiment réacteur	réservoirs de stockage et conduites enceinte de stockage bâtiment réacteur

TABLE 6.2 – Résumé des propositions de barrières de confinement pour le MSFR

Ensuite, la méthode des LDDs a été appliquée pour certains événements représentatifs des familles d'EI décrites au chapitre 2. Les résultats de cette application sont donnés en annexe C. La méthode a aidé à identifier les systèmes de protection et à évaluer si leur implémentation est suffisante ou si d'autres systèmes doivent être ajoutés. Elle a fait apparaître qu'un nombre suffisant de dispositions de sûreté étaient déjà implémentées dans le design pour de nombreux événements initiateurs. Cependant, la protection de certains systèmes, tels que les systèmes contenant de la matière fissile extérieurs au circuit combustible, doit encore être améliorée.

Pour finir, l'analyse de sûreté réalisée pendant cette thèse a permis de faire un retour sur le design du MSFR remplissant ainsi son objectif principal : guider le design du réacteur dès sa conception afin d'en améliorer la sûreté. Quelques éléments importants ressortant de cette analyse sont résumés ici. En particulier, les piste d'amélioration du design suivantes sont proposées et doivent être étudiées :

- l'amélioration du confinement des sels grâce à l'implémentation de vannes supplémentaires et en jouant sur les différences de pressions entre les circuits ;
- l'amélioration du confinement des gaz de l'enceinte cœur avec des structures étanches et en privilégiant des systèmes robustes ;
- l'élimination des systèmes contenant de l'eau dans l'enceinte réacteur (voire du bâtiment réacteur) pour éviter, par le design, les risques associés aux contacts sel-eau ;
- la délocalisation des générateurs de vapeur en dehors du bâtiment réacteur pour limiter les risques liés à une augmentation de la pression dans ce bâtiment ;
- l'ajout de dispositions permettant l'évacuation de la puissance résiduelle en cœur (sans vidanger le combustible) lors de situations incidentelles grâce au système de refroidissement de secours de l'intermédiaire et à la convection naturelle du sel combustible (ou le secours des pompes du circuit combustible si le design ne permet pas la mise en place de la convection naturelle) ;

Ensuite, les efforts de R&D doivent être poursuivis pour mieux définir certains éléments du design du réacteur et évaluer certains phénomènes ou certaines propriétés physiques. En particulier, l'évaluation des réactions chimiques entre les différents fluides, des propriétés des sels et des propriétés des matériaux de structure est importante pour les études de sûreté. Outre les points cités dans ce chapitre, des pistes supplémentaires pour la R&D sur les RSFs sont disponibles dans [61, 137].

Conclusions et perspectives

Ce travail de thèse a porté sur l'étude de la sûreté du réacteur à sels fondus MSFR avec des méthodes d'analyse de risques et des calculs déterministes de sûreté. Il avait pour objectif principal de faire progresser le design du réacteur grâce aux leçons tirées de l'analyse de sûreté.

Le MSFR se caractérise par un combustible liquide, sous la forme d'un sel fondu, circulant dans un circuit combustible. Il a été sélectionné par le Forum International Génération IV en 2008 pour son potentiel prometteur. Dans sa configuration de référence, établie au début du projet européen SAMOFAR, le MSFR est un réacteur de 3 GW_{th}, régénérateur, à spectre neutronique rapide et fonctionnant en cycle thorium. Ce design de référence, bien que non définitif, a servi de base pour les études réalisées pendant cette thèse. Il est amené à évoluer avec les études de sûreté et de design.

Comme tout réacteur nucléaire de quatrième génération, le MSFR doit répondre à différentes contraintes dont un niveau de sûreté élevé. En raison de ses spécificités, en particulier l'état liquide du combustible, et du stade préliminaire de son design, l'analyse de sûreté du MSFR nécessite l'utilisation de méthodologies d'analyse de sûreté adaptées et technologiquement neutres. Une méthodologie globale d'analyse de sûreté, applicable aux réacteurs à sels fondus et au stade de design actuel du MSFR, a été développée dans le cadre du projet SAMOFAR. Elle se décompose en plusieurs étapes dont la vocation est d'apporter des retours sur le design en offrant une compréhension détaillée de ses vulnérabilités. Cette méthodologie est à utiliser dès le stade de conception, puis itérativement avec les études de design, dans le but d'obtenir une sûreté intégrée au design plutôt qu'ajoutée *a posteriori*. Une première application de cette méthodologie au MSFR a été entreprise pendant cette thèse. En particulier, la deuxième étape, soit l'identification d'une liste d'événements initiateurs et la troisième étape, soit l'élaboration de l'architecture de sûreté du réacteur, ont été réalisées. La quatrième étape consiste à la conception de nouveaux systèmes de sûreté ou l'amélioration des systèmes existants. Cette étape a été en partie initiée avec des calculs de dimensionnement de l système de vidange d'urgence ou *Emergency Draining System* (EDS).

L'étape d'identification des événements initiateurs du MSFR a été réalisée grâce aux méthodes FFMEA et MLD. L'utilisation combinée de ces méthodes, respectivement *bottom-up* et *top-down*, s'est avérée utile pour fournir une identification aussi exhaustive que possible des événements initiateurs dans le périmètre d'étude défini. Celui-ci se concentre sur le mode de fonctionnement normal de production de puissance et à l'étude du circuit combustible et des systèmes directement en interaction avec ce dernier. Les familles de risques identifiés incluent :

- les insertions de réactivité ;

CONCLUSIONS ET PERSPECTIVES

- les augmentations de l'extraction de chaleur (ou sur-refroidissement) du combustible ;
- les pertes de débit du combustible ;
- les pertes de l'extraction de chaleur du combustible ;
- les pertes d'étanchéité du circuit combustible ;
- les pertes du contrôle de la composition chimique du sel combustible ;
- les dégradations mécaniques du circuit combustible ;
- les pertes du contrôle de la pression dans le circuit combustible ;
- les surchauffes des structures du circuit combustible ;
- les pertes de l'extraction de chaleur dans d'autres systèmes contenant des matières radioactives ;
- les pertes d'étanchéité d'autres systèmes contenant des matières radioactives ;
- les pertes d'intégrité du circuit de conversion de l'énergie ;
- les pertes de l'alimentation électrique.

Les évènements initiateurs ont ensuite été classés en fonction de leur fréquence d'occurrence et de leur conséquence. Cette classification est utile pour déterminer le niveau des études qui doivent être entreprises pour chaque évènement. Elle a été réalisée sur la base d'un jugement d'experts et grâce aux retours d'expérience disponibles. A partir de cette classification, une liste resserrée d'évènements à étudier a été sélectionnée.

Dans les études de sûreté à venir, les risques devront être recensés dans l'ensemble de l'installation (incluant l'unité de retraitement du sel combustible) et pour les différents états du réacteur (dont le démarrage, l'arrêt et la maintenance). Une liste plus complète des évènements initiateurs à étudier pourra alors être élaborée. De plus, la classification des évènements initiateurs pourra être ajustée lorsque suffisamment de détails seront disponibles et permettront une évaluation plus précise des fréquences, avec notamment la réalisation d'études probabilistes de sûreté, et des conséquences des différents évènements.

Un travail a été entrepris avec pour objectif de quantifier les conséquences de certains de ces évènements. Cette quantification permet d'une part de justifier le choix de la catégorie qui leur a été attribuée et d'autre part de guider le choix des dispositifs de sûreté à implémenter pour mitiger les conséquences de ces évènements. Dans cette optique, des études ont été menées autour des risques chimiques et radiologiques d'une part et des risques neutroniques et thermohydrauliques d'autre part.

Lors de l'étude des risques chimiques, nous nous sommes concentrés sur l'identification des sources de la corrosion et des risques associés à l'entrée en contact du sel combustible avec les autres fluides potentiellement présents dans le réacteur. Parmi les résultats de ces études, il peut être retenu qu'un contact sel-eau conduit à la production de HF et de H_2 et donc à une augmentation de la pression. De plus, si le combustible entre en contact avec un grand volume d'eau liquide, la vaporisation de l'eau entraîne une montée en pression et le risque d'explosion vapeur ne peut pas être exclu à ce stade. D'autre part, le sel combustible n'est pas chimiquement réactif avec les sels intermédiaires envisagés. Toutefois, si le fluoroborate est choisi, l'élévation de sa température peut conduire à sa dissociation et à la production de BF_3 à l'état gazeux. Enfin, il est à noter qu'aucune réaction chimique fortement exothermique n'a pour l'instant été identifiée pour le MSFR, ce qui est un point positif pour la sûreté du concept.

Les calculs réalisés pour l'évaluation des risques chimiques se basent sur des raisonnements de thermodynamique simples et utilisent des hypothèses simplificatrices fortes. Ils permettent

l'obtention d'ordres de grandeur. Des calculs plus précis et des expériences devront être réalisés pour quantifier plus finement les phénomènes identifiés.

Afin d'étudier les risques neutroniques et thermohydrauliques, un nouveau code système, dénommé *Precursors Advection and Neutronic Diffusion System code* (PANDAS), a été développé pendant cette thèse. Il a pour objectif de simuler les différents circuits du MSFR et leur interaction, tout en limitant les temps de calcul. Il est basé sur la diffusion neutronique, prend en compte le transport des précurseurs de neutrons retardés et la puissance résiduelle du combustible. Un modèle monophasique 1D est implémenté pour la thermohydraulique. Le code système PANDAS a été comparé avec le code couplé TFM-OpenFOAM avec des résultats satisfaisants. D'autres comparaisons, avec TFM-OpenFOAM et d'autres codes, sont actuellement en cours.

Ce code système a été utilisé pour réaliser des transitoires d'insertion de réactivité, de sur-refroidissement du combustible, de perte de l'extraction de chaleur et de perte du débit du combustible. Les transitoires réalisés démontrent un bon comportement du réacteur face aux variations de la réactivité, qu'elles proviennent d'une modification de la composition du combustible ou de sa température. L'augmentation de température au cours de ces transitoires est suffisamment limitée pour ne pas endommager les matériaux du circuit combustible. En cas de sur-refroidissement du combustible, la solidification du combustible dans les échangeurs fait partie des risques identifiés. Quant aux transitoires de perte de l'extraction de puissance et de perte de débit, ils induisent un arrêt de la réaction en chaîne et une élévation de la température du combustible provenant à la fois des fissions des neutrons retardés et de la puissance résiduelle. Dans les cas d'une perte de l'extraction de chaleur au niveau de l'échangeur combustible-intermédiaire ou dans le cas d'une perte de débit du combustible, l'utilisation du système de vidange d'urgence apparaît comme nécessaire en raison de l'élévation rapide de la température du combustible. Ainsi, ces transitoires se sont avérés dimensionnant pour le design des systèmes de déclenchement de la vidange d'urgence. Dans le cas d'une perte de l'extraction de chaleur au niveau de l'échangeur intermédiaire-conversion, une plus grande inertie thermique est disponible et l'utilisation du système de refroidissement d'urgence du circuit intermédiaire est envisagée comme première ligne de défense.

Les calculs réalisés et les résultats obtenus sont limités par la simplicité des modèles utilisés et les connaissances actuelles sur le design et les propriétés des matériaux. Différentes pistes sont possibles pour augmenter la précision du code système PANDAS en améliorant la modélisation neutronique, la modélisation thermohydraulique, et la géométrie du système étudié. Toutefois, il reste un code système avec pour objectif le calcul du comportement global du réacteur et ce avec des temps de calcul réduits. Pour obtenir des informations locales, des codes plus précis et plus lourds doivent être utilisés. De plus amples informations sur certains systèmes tels que l'échangeur intermédiaire-conversion seraient nécessaires pour implémenter une description plus réaliste. Les critères de sûreté utilisés ici ne sont que provisoires. Ils dépendent des matériaux qui seront choisis pour les échangeurs de chaleur et les structures du circuit combustible.

En s'appuyant sur les résultats des études précédentes, l'élaboration de l'architecture de sûreté, qui constitue la troisième étape de la méthodologie d'analyse de sûreté, a été entreprise.

La méthode des lignes de défense a été utilisée pour identifier les systèmes de protection déjà en place dans le design et à évaluer s'ils sont suffisants, en nombre et en qualité, ou si d'autres systèmes doivent être ajoutés. Elle a fait apparaître qu'un nombre suffisant de

dispositions de sûreté étaient déjà implémentées dans le design pour de nombreux événements initiateurs. Cependant, la protection de certains systèmes, tels que les systèmes contenant de la matière fissile extérieurs au circuit combustible, doit encore être améliorée.

De plus, une étude a été menée pour définir les barrières de confinement du MSFR. Elle a été réalisée en considérant les situations de fonctionnement normal de production de puissance et de maintenance. Cette étude a conduit à proposer plusieurs options pour la définition des barrières de confinement basées sur des designs du réacteur légèrement différents. Le choix d'une proposition plutôt qu'une autre dépendra donc du choix de design. Cette analyse doit être généralisée pour que la définition des barrières inclut tous les termes sources, dans toutes les zones de l'installation où des matériaux radioactifs pourraient se trouver. En particulier, il faudra s'intéresser dans les futures études aux barrières de confinement dans l'unité de traitement pyrochimique des sels.

L'analyse de sûreté du MSFR a permis d'identifier un certain nombre de composants et systèmes jouant un rôle clé dans la sûreté du réacteur. En particulier, l'EDS constitue une ligne de défense forte apparaissant dans de nombreuses séquences accidentelles. Il permet, en cas d'accident menant à une augmentation de la température ou de la pression dans le circuit combustible, de vidanger le sel vers un réservoir d'urgence, l'EDT, situé sous le cœur du réacteur. Des études paramétriques ont été menées afin de dimensionner ce système avec pour objectif d'assurer sa sous-criticité et une variation limitée de la température du combustible. Les études de criticité, réalisées avec le code Monte Carlo Serpent 2, ont permis de contraindre les dimensions du système de transfert afin de prévenir tout risque de recriticité en cas de bouchage de ce système. Concernant le réservoir de vidange, toutes les configurations envisagées sont largement sous-critiques et les contraintes thermiques sont prépondérantes pour ce système. Les études de thermique dans le réservoir de vidange, réalisées avec un code de thermique 1D développé pendant cette thèse, ont montré que l'évacuation de la chaleur dans ce système est fortement contrainte par les critères de design puisque le système doit évacuer efficacement la chaleur résiduelle pour limiter la température du sel et des parois tout en maintenant le sel à l'état liquide sur de longues périodes. Une solution innovante avec une mousse métallique incluse dans la couche de sel inerte a été proposée et permet de satisfaire ces objectifs. Une autre piste possible, qui reste à étudier, nécessiterait d'évaluer la convection naturelle dans les sels (combustible et inerte) pour savoir si elle est suffisamment importante pour se passer de la mousse métallique. Enfin, si le design de l'EDS venait à être modifié significativement, les calculs de thermique et de criticité devront donc être refaits pour s'assurer que ce changement de design n'impacte pas les résultats obtenus.

Les efforts de R&D doivent ainsi être poursuivis pour mieux définir les éléments du réacteur importants pour la sûreté et évaluer certains phénomènes ou certaines propriétés physiques. En particulier, l'évaluation des réactions chimiques entre les différents fluides, des propriétés des sels et des propriétés des matériaux de structure est importante pour les études de sûreté. Ces propriétés doivent aussi être évaluées en dehors de la plage de fonctionnement normal du réacteur, à plus basse et à plus haute température. Elles permettront notamment d'augmenter le réalisme des calculs de transitoires accidentels, tels que ceux réalisés avec le code PANDAS, et de design des systèmes de sûreté, tels que ceux réalisés pour l'EDS.

L'analyse de sûreté a permis de faire un retour sur le design du MSFR remplissant ainsi son objectif principal : guider le design du réacteur dès sa conception afin d'en améliorer la sûreté. Nous proposons de souligner quelques points importants qui devront être gardés en

mémoire lors des futures évolutions du design et des prochaines analyses de sûreté. Outre les recommandations générales de sûreté valables pour tout type de réacteur, certains éléments liés à la sûreté sont plus marqués dans le MSFR que dans les réacteurs classiques. En transposant directement les notions de sûreté propres aux réacteurs à combustible solide, le risque serait de négliger ces éléments. Comparée à la gaine d'un REP, la structure de confinement du combustible du MSFR est plus vaste et plus complexe puisqu'elle se compose de plusieurs composants. L'analyse du confinement doit donc être effectuée avec soin en minimisant les possibilités de by-pass. Dans ce cadre, des pistes d'amélioration du confinement des sels et des gaz ont été proposées dans ce manuscrit. De plus, le risque de fuite du combustible est à prendre en compte pour un réacteur à combustible liquide. Ce point a conduit, préalablement à cette thèse, à la définition d'un design intégré du circuit combustible permettant de minimiser ce risque. En outre, une partie non négligeable des éléments radioactifs du MSFR est délocalisée dans d'autres systèmes. L'analyse du confinement et l'étude de l'évacuation de la puissance résiduelle doivent ainsi être réalisées pour tous ces systèmes. D'autre part, un sel fondu à haute température a une chimie qui est riche et complexe. Comme nous l'avons vu, la chimie joue un rôle important dans le MSFR et n'est pas à négliger dans les études de sûreté et de design. Enfin, les réacteurs à sels fondus possèdent, de par l'état liquide de leur combustible, certains avantages potentiels. Dans les futures évolutions du design, il faudra chercher à davantage tirer parti de ces avantages et à éviter, autant que possible, l'ajout de systèmes les annulant ou les amoindrissant. Par exemple, l'utilisation des sels fondus permet un fonctionnement à basse pression. Pour conserver cet avantage, il est préférable d'éviter la présence de systèmes fonctionnant à haute pression ou présentant un risque de montée en pression à proximité du circuit combustible. Cet élément a conduit, pendant cette thèse, à retirer les systèmes fonctionnant avec de l'eau du bâtiment réacteur et à proposer un design dans lequel les échangeurs intermédiaire-conversion sont à l'extérieur du bâtiment réacteur. Parmi les autres points qui doivent être conservés, nous pouvons citer : les capacités de suivi de charge du réacteur, la stabilité neutronique du réacteur, les faibles réserves de réactivité en cœur, la possibilité de modifier passivement la géométrie du combustible notamment grâce au système de vidange d'urgence, ou encore la relative compacité du système.

CONCLUSIONS ET PERSPECTIVES

Annexe A

Codes de calcul développés pour le MSFR et dont les résultats ont été utilisés pendant cette thèse

Les réacteurs à sels fondus ayant un fonctionnement différent des réacteurs à combustible solide, des outils spécifiques sont développés pour simuler leur fonctionnement. Outre les codes couplant neutronique et thermohydraulique, tels que PANDAS, TFM-OpenFOAM et LiCore (présentés au chapitre 4), d'autres codes de calculs ont été développés au CNRS pour l'étude du MSFR. Cette annexe en présente quelques uns en se concentrant sur les codes dont les résultats ont été utilisés pour les applications effectuées pendant cette thèse.

A.1 Code d'évolution de la composition REM et ECI

Règles pour les calculs d'Evolution avec MCNP (REM) et Évolution de la Composition Isotopique (ECI) sont deux modules permettant le calcul de l'évolution des compositions isotopiques dans le MSFR lorsque le réacteur est en fonctionnement pour le premier, et à l'arrêt (en ne considérant que les décroissances radioactives) pour le second. Tout deux sont issus de l'environnement DALI développé par Daniel Heuer. Ils sont présentés succinctement dans les sous-sections suivantes.

A.1.1 REM

REM est un module d'évolution de la composition couplé au code de calcul neutronique Monte Carlo MCNP [12][50]. Il permet de donner l'évolution de la quantité de chaque isotope en fonction du temps lorsque le réacteur est en fonctionnement. Pour réaliser cette évolution, le flux neutronique et les sections efficaces sont calculés avec le code Monte Carlo tandis que l'évolution des compositions isotopiques est obtenue via la résolution de l'équation de Bateman. Cette dernière est modifiée pour inclure les spécificités du MSFR telles que les réactions et les contrôles chimiques avec notamment l'ajustement de la réactivité par ajout de sel dans le circuit combustible. Les résultats des calculs réalisés avec REM, en amont de cette thèse, ont permis d'obtenir la composition d'équilibre du sel combustible qui a été utilisée pendant cette thèse pour évaluer les initiateurs d'insertion de réactivité présentés au chapitre 2.

A.1.2 ECI

Le module ECI a été développé pendant la thèse de Mariya Brovchenko [40]. Il permet, à partir d'une composition isotopique, de calculer l'évolution de la quantité de chaque isotope en fonction du temps à flux neutronique nul. A partir d'une composition initiale, les arbres de décroissance sont construits et les équations de désintégration résolues, de manière à en déduire l'évolution de la quantité de chaque isotope en fonction du temps. celle-ci est calculée jusqu'à l'obtention d'un noyau stable. La somme des puissances émises par les chaînes de désintégration est également évaluée en fonction du temps. Elle correspond à l'évolution de la puissance résiduelle après l'arrêt du réacteur. En utilisant une composition du sel à l'équilibre obtenu avec REM, ECI a été utilisé pour évaluer la puissance résiduelle du MSFR dans [40][36]. Ces résultats ont été utilisés dans cette thèse pour calculer la chaleur résiduelle dans le réservoir de vidange dans le chapitre 5 et implémenter la puissance résiduelle dans le code système PANDAS au chapitre 4.

A.2 Code système statique

Le code système statique est développé par Daniel Heuer au CNRS pour réaliser des études de design et optimiser différents paramètres du MSFR [138]. Il permet plus particulièrement l'optimisation du design du circuit combustible, de l'échangeur combustible-intermédiaire et du circuit intermédiaire. La méthode utilisée repose sur la description du système à l'aide de paramètres dont la valeur peut être imposée, variable dans un intervalle défini ou contrainte. Dans ce dernier cas, le dépassement de l'intervalle dans lequel le paramètre est contraint est associé à une pénalité. La méthode revient donc à chercher les configurations qui présentent la meilleure adéquation au jeu de contraintes donné. Le code système statique utilise un algorithme génétique afin de résoudre ce problème d'optimisation. L'algorithme génétique s'appuie sur les mécanismes d'évolution présents dans la nature et permet notamment de réaliser des croisements, des mutations et des sélections entre différents individus caractérisés par leur génome. Différents matériaux et fluides sont disponibles pour la simulation. En effet, le sel intermédiaire n'étant pas encore fixé, différentes possibilités sont analysées et les fluides pris en compte actuellement sont : le FLiNaK, le Fluoroborate et le Plomb. L'hastelloy, le molybdène et le SiC sont considérés comme matériaux pour l'échangeur de chaleur. La variation des propriétés thermiques des matériaux et des propriétés hydrauliques des fluides avec la température sont prises en compte via des corrélations. Enfin, différents types d'échangeurs de chaleur sont implémentés tels que les échangeurs à canaux, à plaques lisses et à plaques corruguées.

A titre d'exemple, le tableau A.1 présente un extrait des données de sortie fournies par le code système statique. Cette simulation se base sur des échangeurs à plaques lisses en hastelloy et du fluoroborate comme sel intermédiaire. La configuration des circuits combustible et intermédiaire ainsi obtenue est utilisée comme référence dans le présent manuscrit. Ces résultats servent notamment de données d'entrée pour le code PANDAS décrit en section 4.2.

A.2. CODE SYSTÈME STATIQUE

Paramètre	Valeur
Cavite centrale : Volume du coeur [m3]	9,0000000
Cavite centrale : Volume de sel combustible [m3]	18,000000
Cavite centrale : Nombre de secteurs	16,000000
Cavite centrale : Diametre du coeur [m]	2,2545033
Cavite centrale : Hauteur du coeur [m]	2,2545033
Cavite centrale : Temperature de criticite [K]	974,34988
Cavite centrale : Debit total de sel combustible [kg/s]	19390,035
Tuyaux : Diametre [m]	0,27935053
Tuyaux : Longueur totale [m]	4,5535802
Volume de sel combustible dans chaque HX [m3]	0,25507039
Echangeur intermediaire : Hauteur totale de l'echangeur [m]	0,82319349
Echangeur intermediaire : Largeur totale de l'echangeur [m]	0,76519025
Echangeur intermediaire : Profondeur totale de l'echangeur [m]	1,2874314
Echangeur intermediaire : Nombre d'echangeurs elementaires	104,00000
Echangeur intermediaire : Epaisseur de separation entre fluides [m]	1,54766E-3
Echangeur intermediaire : Epaisseur des canaux froids [m]	2,08278E-3
Echangeur intermediaire : Epaisseur des canaux chauds [m]	2,08278E-3
Echangeur intermediaire : Coefficient d'echange thermique [W/m2/K]	6308,5992
Echangeur intermediaire : Canal chaud : Vitesse [m/s]	1,0537306
Echangeur intermediaire : Canal chaud : Reynolds	1794,7156
Echangeur intermediaire : Canal chaud : Prandtl	15,961026
Echangeur intermediaire : Canal chaud : Nusselt	74,103446
Echangeur intermediaire : Canal chaud : Coefficient d'echange thermique [W/m2/K]	17964,340
Echangeur intermediaire : Canal froid : Vitesse [m/s]	2,4854223
Echangeur intermediaire : Canal froid : Reynolds	14524,690
Echangeur intermediaire : Canal froid : Prandtl	2,3337910
Echangeur intermediaire : Canal froid : nusselt	154,19052
Echangeur intermediaire : Canal froid : Coefficient d'echange thermique [W/m2/K]	31666,081
Echangeur intermediaire : Plaque : Épaisseur [m]	1,54766E-3
Echangeur intermediaire : Plaque : Conductivité thermique [W/m/K]	21,254782
Echangeur intermediaire : Plaque : Coefficient d'échange thermique [W/m2/K]	13733,452
CircuitIntermediaire : Diametre [m]	2,0000000
CircuitIntermediaire : Longueur du circuit [m]	30,000000
CircuitIntermediaire : Debit [kg/s]	20625,340

TABLE A.1 – Extrait de la liste des paramètres finaux obtenus avec le code système statique

ANNEXE A. CODES DE CALCUL DÉVELOPPÉS POUR LE MSFR ET DONT LES
RÉSULTATS ONT ÉTÉ UTILISÉS PENDANT CETTE THÈSE

Annexe B

Liste des événements initiateurs

La liste des événements initiateurs identifiés pour le MSFR est donnée en table B.1 avec pour chaque événement, la ou les familles et la catégorie correspondantes. Les événements sont classés en fonction de leur localisation (circuit combustible, intermédiaire, etc.) dans le réacteur.

Event	Family	Category
1. Fuel circuit		
Inlet of water in the fuel circuit	Loss of fuel composition/chemistry control & Reactivity insertion (positive) & Loss of pressure control in the fuel circuit	Limiting event
Tracks of humidity in the fuel circuit	Loss of fuel composition/chemistry control & Reactivity insertion (positive) & Loss of pressure control in the fuel circuit	Incident
Inlet of oxygen in the fuel circuit	Loss of fuel composition/chemistry control	Incident
Inlet of metallic impurities (e.g. Fe ³⁺) in the fuel circuit	Loss of fuel composition/chemistry control	Incident
Release of particles (HX, filters, etc) in the fuel circuit	Loss of fuel composition/chemistry control	Incident
Increase of the U quantity because of Pa decay after working at low power for a prolonged period of time	Reactivity insertion (Positive)	Normal operation
Limited precipitation of fissile matter on cold parts and release in core	Reactivity insertion (Positive)	Normal operation
Bulk precipitation of fissile matter (e.g. due to an inlet of water)	Reactivity insertion (Positive)	Limiting event
Fuel salt freezing scenario	Reactivity insertion (Positive) & Loss of fuel flow	Limiting event

ANNEXE B. LISTE DES ÉNEMENTS INITIATEURS

Presence of internal solid elements in the fuel circuit (e.g. broken pieces of fuel circuit components, agglomeration of some chemical elements, etc.)	Mechanical degradation of the fuel circuit	Accident
Presence of extraneous solid elements in the fuel circuit	Mechanical degradation of the fuel circuit	Accident
Failure of the system measuring the fuel salt chemical potential	Loss of fuel composition/chemistry control	Incident
Failure of the in-core system measuring the fuel salt composition	Loss of fuel composition/chemistry control	Incident
Failure of the system measuring the in-core power level, resulting in an increase of the power level	Increase of heat extraction	Incident
Failure of the system controlling the in-core power level, resulting in an increase of the power level	Increase of heat extraction	Incident
Failure of the device measuring the fuel salt temperature, resulting in an increase of heat extraction	Increase of heat extraction	Incident
Failure of the system controlling the fuel salt temperature, resulting in an increase of heat extraction	Increase of heat extraction	Incident
Failure of the device measuring the fuel salt pressure, resulting in an increase of the pressure	Increase of heat extraction & Loss of pressure control in the fuel circuit	Incident
Failure of the system controlling the fuel salt pressure, resulting in an increase of the pressure	Increase of heat extraction & Loss of pressure control in the fuel circuit	Incident
Failure of the device measuring the fuel salt flowrate, resulting in an increase of the flowrate	Increase of heat extraction	Incident
Failure of the system controlling the fuel salt flowrate, resulting in an increase of the flowrate	Increase of heat extraction	Incident
Failure of the system measuring the in-core power level, resulting in a decrease of the power level	Decrease of heat extraction	Incident
Failure of the system controlling the in-core power level, resulting in a decrease of the power level	Decrease of heat extraction	Incident
Failure of the device measuring the fuel temperature, resulting in a decrease of heat extraction	Decrease of heat extraction	Incident

Failure of the system controlling the fuel temperature, resulting in a decrease of heat extraction	Decrease of heat extraction	Incident
Failure of the device measuring the fuel pressure, resulting in a decrease of the pressure	Decrease of heat extraction & Loss of pressure control in the fuel circuit	Incident
Failure of the system controlling the fuel pressure, resulting in a decrease of the pressure	Decrease of heat extraction & Loss of pressure control in the fuel circuit	Incident
Failure of the device measuring the fuel salt flowrate, resulting in a decrease of the flowrate	Loss of fuel flow	Incident
Failure of the system controlling the fuel salt flowrate, resulting in a decrease of the flowrate	Loss of fuel flow	Incident
Failure of the device measuring the parameters of the gas bubbles of the reactivity control system	Reactivity insertion (Loss of reactivity control)	Incident
Failure of the system controlling the parameters of the gas bubbles of the reactivity control system	Reactivity insertion (Loss of reactivity control)	Incident
Failure of the device measuring the reactivity	Reactivity insertion (Loss of reactivity control)	Incident
Failure of the system controlling the reactivity	Reactivity insertion (Loss of reactivity control)	Incident
Overcooling at low power	Increase of heat extraction	Accident
Over-working of one or several (up to all) fuel circuit pumps	Increase of heat extraction	Incident
Under-working of one or several (up to all) fuel circuit pumps	Loss of fuel flow	Incident
Shut down of one or several fuel circuit pumps	Loss of fuel flow	Incident
Shut down of all fuel circuit pumps	Loss of fuel flow	Incident
Rupture of one or several fuel circuit pumps	Loss of fuel flow & Mechanical degradation of the fuel circuit	Accident
Blockage of one or several fuel circuit pumps	Loss of fuel flow & Mechanical degradation of the fuel circuit	Accident
Rupture of all fuel circuit pumps	Loss of fuel flow & Mechanical degradation of the fuel circuit	Limiting event
Blockage of all fuel circuit pumps	Loss of fuel flow & Mechanical degradation of the fuel circuit	Limiting event

ANNEXE B. LISTE DES ÉNEMENTS INITIATEURS

Rupture or blockage of the cooling system for the pump	Loss of fuel flow	Accident
Abnormal vibrations caused by the fuel circuit pumps	Mechanical degradation of the fuel circuit	Incident
Abnormal flowrate/pressure fluctuations in the fuel circuit	Mechanical degradation of the fuel circuit & Loss of pressure control in the fuel circuit	Incident
Water hammer in the fuel circuit	Mechanical degradation of the fuel circuit	Accident
Shock wave produced by prompt criticality	Mechanical degradation of the fuel circuit	Limiting event
Blockage of one or several sectors of the fuel salt circuit	Loss of fuel flow	Accident
Blockage of all sectors of the fuel salt circuit	Loss of fuel flow	Limiting event
Compression of a part of the fuel circuit	Loss of fuel flow	Accident
Obstruction of an heat exchanger plates/channels (on the fuel side)	Loss of fuel flow	Accident
Distortion of salt extraction from the core to the heat exchanger	Loss of fuel flow	Accident
Distortion of salt injection from the heat exchanger to the core	Loss of fuel flow	Accident
Distortion of the geometry of the pipe that makes the fuel swirl	Loss of fuel flow	Accident
Rupture of the sector frame/support	Loss of fuel flow & Reactivity insertion & Mechanical degradation of the fuel circuit	Limiting event
Rupture or deformation of the support system for the core vessel	Loss of fuel flow & Reactivity insertion & Mechanical degradation of the fuel circuit	Limiting event
Reactor functioning at too high flux	Radiation damage	Incident
Rupture of neutron protection	Radiation damage	Incident
Displacement/Distortion of neutron protection (B4C)	Radiation damage Loss of fuel flow	Incident
Deformation of the blanket tank wall between fuel and fertile salt resulting in an increased core volume	Reactivity insertion (Positive)	Limiting event
Rupture of the blanket tank wall between fuel and fertile salt without damages to the cooling circuit for internal structures	Loss of fuel circuit tightness & Reactivity insertion (Negative)	Accident

Rupture of the blanket tank wall between fuel and fertile salt with rupture of the cooling circuit for internal structures	Loss of fuel circuit tightness & Reactivity insertion (Negative) & Structures over-heating	Accident
Rupture of a heat exchanger plate/channel between the fuel circuit and the intermediate circuit	Loss of fuel circuit tightness & Reactivity insertion (Negative)	Accident
Important deformation of the fuel circuit leading to an increased core volume (e.g. fall of a sector, etc..)	Reactivity insertion (Positive)	Limiting event
Detachment of the thermal protection	Reactivity insertion (Positive) & Loss of fuel flow & Structures over-heating	Accident
Thermal dilation of the core cavity walls	Reactivity insertion (Positive)	Normal operation
Rupture of the core vessel	Loss of fuel circuit tightness (fuel salt leak)	Accident
Rupture of the lower reflector (without rupture of the structure cooling system)	Loss of fuel circuit tightness	Accident
Rupture of the lower reflector with rupture of the structure cooling system	Loss of fuel circuit tightness & Structures over-heating	Accident
Rupture of the upper reflector with rupture of the structure cooling system and with damages to the expansion vessel system	Loss of fuel circuit tightness & Structures over-heating & Loss of pressure control in the fuel circuit	Accident
Rupture of the upper reflector with rupture of the structure cooling system (without damages to the expansion vessel system)	Loss of fuel circuit tightness & Structures over-heating	Accident
Rupture of the upper reflector with rupture of a radial fuel/gas outlet pipe of the expansion vessel (without damages to the structure cooling system)	Loss of fuel circuit tightness & Loss of pressure control in the fuel circuit	Accident
Rupture of the upper reflector (without damages to the cooling system of the structure or to the expansion vessel system)	Loss of fuel circuit tightness	Accident
Rupture of the fuel circuit in the gas part	Loss of fuel circuit tightness	Accident
Rupture of welded joints keeping the upper reflector in the correct position	Loss of fuel circuit tightness	Accident

ANNEXE B. LISTE DES ÉNEMENTS INITIATEURS

Obstruction of the gas outlet pipes from expansion vessel to the fission product removal system	Loss of pressure control & Loss of fuel composition/chemistry control	Incident
Obstruction of the fuel outlet pipes from the expansion vessel	Loss of pressure control	Incident
Obstruction of the vertical inlet pipe for the fuel from the core to the expansion vessel	Loss of pressure control	Incident
Rupture of the expansion vessel	Loss of pressure control	Accident
Obstruction of all free levels	Loss of pressure control	Limiting event
Spurious stop of the bubbling system	Reactivity insertion (Positive) & Loss of fuel composition/chemistry control	Incident
Too high bubbles injection with the the bubbling system	Reactivity insertion (Negative)	Incident
Rupture of the bubble injector of the bubbling system	Loss of fuel circuit tightness & Loss of fuel composition/chemistry control & Reactivity insertion	Accident
Obstruction of the bubble injector of the bubbling system	Loss of fuel composition/chemistry control	Accident
Rupture of a component allowing the separation of the gas from the fuel (pipe that makes the fuel swirl, collector, cyclone)	Loss of fuel composition/chemistry control & Reactivity insertion (Positive)	Accident
Abnormal fuel salt inlet in the gas processing unit (e.g rupture of gas separation chamber)	Loss of fuel circuit tightness & Loss of fuel composition/chemistry control	Accident
Blockage of the compressor/pump of the bubbling system	Loss of fuel composition/chemistry control	Accident
Rupture of the compressor/pump of the bubbling system	Loss of fuel composition/chemistry control	Accident
Malfunctioning of the gas processing unit	Loss of fuel composition/chemistry control	Incident
Blockage of the gas processing unit	Loss of fuel composition/chemistry control	Accident
Rupture of the gas processing unit with leak of processing fluid	Loss of fuel composition/chemistry control & Reactivity insertion (Negative) & Loss of fuel circuit tightness & Loss of pressure control	Accident

Rupture of the gas processing unit without leak of processing fluid	Loss of fuel composition/chemistry control & Loss of fuel circuit tightness & Loss of pressure control	Accident
Rupture of the pipe between the gas reprocessing unit and the bubble injector (to re-inject the gas in the core)	Loss of fuel composition/chemistry control	Accident
Obstruction of the pipe between the gas reprocessing unit and the bubble injector (to re-inject the gas in the core)	Loss of fuel composition/chemistry control	Accident
Rupture of the connection between the gas processing unit and the external gas storage	Loss of fuel composition/chemistry control & Loss of radioactive matter in other systems	Accident
Obstruction of the connection between the gas processing unit and the external gas storage	Loss of fuel composition/chemistry control	Accident
Malfunction of the system(s) measuring the parameters of the bubbling system	Loss of fuel composition/chemistry control	Incident
Malfunctioning/blockage of the purification system of the gas processing unit (if any)	Loss of fuel composition/chemistry control	Incident
Rupture of the cooling circuit for the gas processing unit	Loss of fuel composition/chemistry control & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Gas processing unit under cooling)	Incident
Obstruction of the cooling circuit for the gas processing unit	Loss of fuel composition/chemistry control & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Gas processing unit under cooling)	Incident
Shut down of the pump of the cooling circuit for the gas processing unit	Loss of fuel composition/chemistry control & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Gas processing unit under cooling)	Incident
Blockage of the pump of the cooling circuit for the gas processing unit	Loss of fuel composition/chemistry control & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Gas processing unit under cooling)	Incident

ANNEXE B. LISTE DES ÉNEMENTS INITIATEURS

Rupture of the pump of the cooling circuit for the gas processing unit	Loss of fuel composition/chemistry control & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Gas processing unit under cooling)	Incident
Gas sampling system discharge in fuel circuit	Loss of pressure control & Loss of fuel composition/chemistry control	Accident
Rupture of the gas sampling system	Loss of containment of radioactive materials in other systems	Accident
Rupture of sector containment lid	Loss of fuel circuit tightness	Accident
Defect of sealing between sector containment lid and intermediate circuit pipes	Loss of fuel circuit tightness	Accident
Rupture of the removable condenser lid	Loss of fuel circuit tightness	Accident
Bad positioning of the removable condenser lid	Loss of fuel circuit tightness	Incident
Bad positioning of the fuel salt sampling device	Loss of fuel circuit tightness	Incident
Incorrect fuel salt composition at loading (too high amount of fissile matter)	Reactivity insertion (Positive)	Accident
Involuntary/excessive addition of the fuel salt	Reactivity insertion (Positive)	Incident
Addition of fuel salt with a too high concentration of fissile matter	Reactivity insertion (Positive)	Incident
Addition of too cold fuel salt	Reactivity insertion (Positive)	Incident
Insufficient addition or involuntary removal of fuel salt	Reactivity insertion (Negative)	Incident
Addition of fuel salt with a too low concentration of fissile matter	Reactivity insertion (Negative)	Incident
Addition of too hot fuel salt	Reactivity insertion (Negative)	Incident
Inability to remove or inject fuel salt with the fuel sampling device (e.g. failure to create the overpressure or to control the gas injection in the fuel sampling device)	Loss of fuel composition/chemistry control	Incident
Failure to exchange condenser lid and fuel sampling device	Loss of fuel composition/chemistry control	Incident
Failure to open the gate isolating the fuel circuit from the fuel salt sampling system	Loss of fuel composition/chemistry control	Incident

Spurious opening or failure to close the gate isolating the fuel circuit from the fuel salt sampling system	Loss of fuel circuit tightness	Incident
Rupture of the fuel salt sampling device	Loss of fuel composition/chemistry control & Loss of containment of radioactive materials in other systems	Accident
Unwanted closure of a gate on the connection between fuel sampling device and reprocessing unit	Loss of fuel composition/chemistry control	Incident
Rupture of the connection between the fuel salt sampling device and the reprocessing unit	Loss of fuel composition/chemistry control & Loss of containment of radioactive materials in other systems	Accident
Fall of the removable condenser lid during its displacement	Mechanical degradation of the fuel circuit	Incident
Fall of the fuel salt sampling device during its displacement	Mechanical degradation & Loss of fuel composition/chemistry control	Incident
Incorrect management of fuel composition in reprocessing unit	Loss of fuel composition/chemistry control	Incident
Inability to measure or incorrect measurement of physical and chemical parameters of the fuel in the reprocessing unit	Loss of fuel composition/chemistry control	Incident
Spurious draining of the fuel circuit to the EDS	Loss of fuel circuit tightness (fuel salt leak)	Accident
Unwanted draining to storage tank	Loss of fuel circuit tightness (fuel salt leak)	Accident
Rupture of a routine draining pipe	Loss of fuel circuit tightness	Accident
Spurious opening or failure to close the gate allowing the routine fuel salt draining	Loss of fuel circuit tightness	Incident
Rupture of the connection between the EDS and the free surface of the core for the gas	Loss of fuel circuit tightness & Loss of pressure control in fuel circuit	Accident
Rupture/Failure of the valve on the connection between the EDS and the free surface of the core for the gas	Loss of fuel circuit tightness & Loss of pressure control in fuel circuit	Accident
Rupture of a fuel salt storage tank	Loss of containment of radioactive materials in other systems	Accident
Draining/leak of the fuel salt in a container filled with water	Loss of fuel composition/chemistry control & Loss of pressure control in the fuel circuit	Limiting event

ANNEXE B. LISTE DES ÉNEMENTS INITIATEURS

2. Intermediate circuit		
Failure of the purification system of the intermediate salt	Loss of intermediate composition/chemistry control	Incident
Failure of the system measuring/controlling the chemical potential for the intermediate salt	Loss of intermediate composition/chemistry control	Incident
Failure of the device measuring/controlling the intermediate temperature, resulting in an increase of heat extraction	Increase of heat extraction	Incident
Failure of the device measuring/controlling the intermediate pressure, resulting in an increase of the pressure	Increase of heat extraction	Incident
Failure of the device measuring/controlling the intermediate salt flowrate, resulting in an increase of the flowrate	Increase of heat extraction	Incident
Failure of the device measuring/controlling the intermediate temperature, resulting in a decrease of heat extraction	Decrease of heat extraction	Incident
Failure of the device measuring/controlling the intermediate pressure, resulting in a decrease of the pressure	Decrease of heat extraction	Incident
Failure of the device measuring/controlling the intermediate salt flowrate, resulting in a decrease of the flowrate	Decrease of heat extraction	Incident
Overworking of one or several (up to all) intermediate circuit pumps	Increase of heat extraction	Incident
Under-working of one or several (up to all) intermediate pumps	Decrease of heat extraction	Incident
Shut down of one or several (up to all) intermediate pumps	Decrease of heat extraction	Incident
Blockage of one or several (up to all) intermediate pumps	Decrease of heat extraction	Accident
Rupture of one or several (up to all) intermediate pumps	Decrease of heat extraction	Accident
Obstruction/blockage of the intermediate circuit cooling down the fuel	Decrease of heat extraction	Accident
Unwanted closure of a valve/gate in the intermediate circuit cooling down the fuel	Decrease of heat extraction	Incident

Rupture of a gate/valve of the intermediate salt cooling down the fuel	Decrease of heat extraction	Accident
Deformation/obstruction of the distributor of the intermediate circuit (if any)	Decrease of heat extraction	Accident
Deformation/obstruction of the collector of the intermediate circuit (if any)	Decrease of heat extraction	Accident
Compaction of a pipe/structure in the intermediate circuit	Decrease of heat extraction	Accident
Obstruction of an heat exchanger plate/channel (on the intermediate side)	Decrease of heat extraction	Accident
Rupture or deformation of the support of the intermediate circuit	Decrease of heat extraction	Accident
Partial blockage of intermediate circuit	Decrease of heat extraction	Accident
Presence of debris in intermediate circuit	Decrease of heat extraction	Accident
Water hammer in the intermediate circuit (due to loss of flow or bubble formation)	Decrease of heat extraction	Incident
Degradation of the heat exchange surface between the intermediate salt and the conversion circuit fluid	Decrease of heat extraction	Incident
Inadvertent opening of a draining valve of the intermediate circuit cooling down the fuel	Decrease of heat extraction	Accident
Leakage of the intermediate salt outside core vessel (e.g. pipe rupture)	Decrease of heat extraction & Loss of containment of radioactive materials in other systems	Accident
Complete loss of the intermediate salt (e.g. complete draining, large breach) of all intermediate circuit	Decrease of heat extraction & Loss of containment of radioactive materials in other systems	Limiting event

3. Fertile circuit

Failure of the system measuring the fertile salt chemical potential in the fertile circuit	Loss of fertile composition/chemistry control	Incident
Failure of the system measuring/controlling the temperature of the fertile circuit, resulting in an increase of heat extraction	Increase of heat extraction (Fertile salt over-cooling)	Incident

ANNEXE B. LISTE DES ÉNEMENTS INITIATEURS

Failure of the system measuring/controlling the pressure of the fertile circuit, resulting in an increase of the pressure	Increase of heat extraction (Fertile salt over-cooling)	Incident
Failure of the system measuring/controlling the flowrate of the fertile circuit, resulting in an increase of the flowrate	Increase of heat extraction (Fertile salt over-cooling)	Incident
Failure of the system measuring/controlling the fertile salt temperature, resulting in a decrease of heat extraction	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
Failure of the system measuring/controlling the fertile circuit pressure, resulting in a decrease of the pressure	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
Failure of the system measuring/controlling the fertile salt flowrate, resulting in a decrease of the flowrate	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
Over-working of one or several (up to all) pumps of the fertile circuit	Increase of heat extraction (Fertile salt over-cooling)	Incident
Shut down of one or several (up to all) pumps of the fertile circuit	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
Blockage of one or several (up to all) pumps of the fertile circuit	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
Rupture of one or several (up to all) pumps of the fertile circuit	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
Obstruction/blockage of (a pipe, etc. of) the fertile circuit	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
Water hammer in the fertile circuit (e.g. loss of flow, bubble formation, etc.)	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
Spurious draining of the fertile blanket	Reactivity insertion (Negative)	Incident
Leakage of fertile salt outside core vessel	Reactivity insertion (Negative) & Loss of containment of radioactive materials in other systems	Accident
Rupture of the heat exchanger between the fertile circuit and its cooling circuit	Loss of containment of radioactive materials in other systems	Accident

Failure of the purification system (or fission product removal system) of the fertile salt (if any)	Loss of fertile composition/chemistry control	Incident
Addition of fuel salt in the fertile blanket	Reactivity insertion (Positive) & Loss of fertile composition/chemistry control	Accident
Fertile blanket loading with fuel salt	Reactivity insertion (Positive)	Limiting event
Accidental insertion of fertile salt	Reactivity insertion (Positive)	Incident
Accidental removal of fertile salt	Reactivity insertion (Negative)	Incident
Inability to remove or inject fertile salt with the fertile sampling device (e.g. failure to create the overpressure or to control the gas injection in the fertile sampling device)	Loss of fertile composition/chemistry control	Incident
Failure to open the gate for sampling fertile salt	Loss of fertile composition/chemistry control	Incident
Rupture of the connection between the fertile circuit and the fertile salt sampling device	Loss of fertile composition/chemistry control & Loss of containment of radioactive materials in other systems	Accident
Rupture of the fertile salt sampling device	Loss of fertile composition/chemistry control & Loss of containment of radioactive materials in other systems	Accident
Rupture of the connection between the fertile salt sampling device and the reprocessing unit	Loss of fertile composition/chemistry control & Loss of containment of radioactive materials in other systems	Accident
Spurious opening or failure to close the gate isolating the fertile circuit from the fertile salt sampling system	Loss of containment of radioactive materials in other systems	Incident
Incorrect management of fertile composition in reprocessing unit	Loss of fertile composition/chemistry control	Incident
Inability to measure or incorrect measurement of physical and chemical parameters of the fertile in the reprocessing unit	Loss of fertile composition/chemistry control	Incident
Failure of the systems measuring/controlling the temperature in the circuit cooling down the fertile salt, resulting in an increase of heat extraction	Increase of heat extraction (Fertile salt over-cooling)	Incident

ANNEXE B. LISTE DES ÉNEMENTS INITIATEURS

Failure of the systems measuring/controlling the pressure in the circuit cooling down the fertile salt, resulting in an increase of the pressure	Increase of heat extraction (Fertile salt over-cooling)	Incident
Failure of the systems measuring/controlling the flowrate in the circuit cooling down the fertile salt, resulting in an increase of the flowrate	Increase of heat extraction (Fertile salt over-cooling)	Incident
Failure of the system measuring/controlling the temperature in the circuit cooling down the blanket, resulting in a decrease of heat extraction	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
Failure of the system measuring/controlling the pressure in the circuit cooling down the blanket, resulting in a decrease of the pressure	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
Failure of the system measuring/controlling the flowrate in the circuit cooling down the blanket, resulting in a decrease of the flowrate	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
Over-working of one or several (up to all) pumps of the circuit cooling down the blanket	Increase of heat extraction (Fertile salt over-cooling)	Incident
Shut down of one or several (up to all) pumps of the circuit cooling down the blanket	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
Blockage of one or several (up to all) pumps of the circuit cooling down the blanket	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
Rupture of one or several (up to all) pumps of the circuit cooling down the blanket	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
Obstruction/blockage of (a pipe, heat exchanger, etc. of) the intermediate salt cooling down the blanket	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
Unwanted closure of a gate of the intermediate circuit cooling down the blanket	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
Leakage of the fluid cooling down the blanket (e.g. pipe or gate rupture, etc)	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident

inadvertant opening of draining valve of the circuit cooling down the blanket	Loss of cooling of other systems containing radioactive materials (Fertile salt under-cooling)	Incident
---	--	----------

4. Structures cooling system

Failure of the system measuring/controlling the temperature in the circuit cooling down the structures, resulting in an increase of heat extraction	Increase of heat extraction (Structures over-cooling)	Incident
Failure of the system measuring/controlling the pressure in the circuit cooling down the structures, resulting in an increase of the pressure	Increase of heat extraction (Structures over-cooling)	Incident
Failure of the system measuring/controlling the flowrate in the circuit cooling down the structures, resulting in an increase of the flowrate	Increase of heat extraction (Structures over-cooling)	Incident
Failure of the system measuring/controlling the temperature in the circuit cooling down the structures, resulting in a decrease of heat extraction	Structures over-heating	Incident
Failure of the system measuring/controlling the pressure in the circuit cooling down the structures, resulting in a decrease of the pressure	Structures over-heating	Incident
Failure of the system measuring/controlling the flowrate in the circuit cooling down the structures, resulting in a decrease of the flowrate	Structures over-heating	Incident
Over-working of one or several (up to all) pumps of the circuit cooling down the structures	Increase of heat extraction (Structures over-cooling)	Incident
Shut down of one or several (up to all) pumps of the circuit cooling down the structures	Structures over-heating	Incident
Blockage of one or several (up to all) pumps of the circuit cooling down the structures	Structures over-heating	Incident
Rupture of one or several (up to all) pumps of the circuit cooling down the structures	Structures over-heating	Incident

ANNEXE B. LISTE DES ÉNEMENTS INITIATEURS

Under-working of one or several (up to all) pumps of the circuit cooling down the structures	Structures over-heating	Incident
Obstruction of (a pipe, heat exchanger, etc. of) the circuit cooling down the structures	Structures over-heating	Incident
Unwanted closure of a gate of the circuit cooling down the structures	Structures over-heating	Incident
Inadvertent opening of a draining valve of the circuit cooling down the structures	Structures over-heating	Incident
Leakage of of the circuit cooling down the structures (rupture of a pipe, gate, etc.)	Structures over-heating	Incident

5. Conversion circuit, heat sink & grid

Small leak of the heat exchanger between the intermediate circuit and the energy conversion circuit	Degradation of the conversion circuit	Incident
Large leak of the heat exchanger between the intermediate circuit and the energy conversion circuit	Degradation of the conversion circuit	Accident
Ejection of a conversion circuit component in direction of the fuel circuit	Degradation of the conversion circuit	Limiting event
Water hammer in the conversion circuit	Degradation of the conversion circuit	Incident
Failure of the device measuring/controlling the conversion circuit temperature, resulting in an increase of heat extraction	Increase of heat extraction	Incident
Failure of the device measuring/controlling the conversion circuit pressure, resulting in an increase of the pressure	Increase of heat extraction	Incident
Failure of the device measuring/controlling the conversion circuit flowrate, resulting in an increase of the flowrate	Increase of heat extraction	Incident
Failure of the device measuring/controlling the conversion circuit flowrate, resulting in a decrease of heat extraction	Decrease of heat extraction & Structures over-heating & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials	Incident
Failure of the device measuring/controlling the conversion circuit pressure, resulting in a decrease of the pressure	Decrease of heat extraction & Structures over-heating & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials	Incident

Failure of the device measuring/controlling the conversion circuit temperature, resulting in a decrease of the flowrate	Decrease of heat extraction & Structures over-heating & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials	Incident
Over-working of one or several (up to all) conversion circuit pumps	Increase of heat extraction	Incident
Under-working of one or several (up to all) conversion circuit pumps	Decrease of heat extraction & Structures over-heating & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials	Incident
Failure of one or several (up to all) conversion circuit pumps	Decrease of heat extraction & Structures over-heating & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials	Incident
Blockage of one or several (up to all) conversion circuit pumps	Decrease of heat extraction & Structures over-heating & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials	Incident
Rupture of one or several (up to all) conversion circuit pumps	Decrease of heat extraction & Structures over-heating & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials	Incident
Blockage of the conversion circuit	Decrease of heat extraction & Structures over-heating & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials	Incident
Compaction of pipes/structure of the conversion circuit	Decrease of heat extraction & Structures over-heating & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials & Degradation of the conversion circuit	Incident
Spurious closing of an isolation valve of the conversion circuit	Decrease of heat extraction & Structures over-heating & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials	Incident
Presence of debris in conversion circuit	Decrease of heat extraction & Structures over-heating & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials & Degradation of the conversion circuit	Incident

ANNEXE B. LISTE DES ÉNEMENTS INITIATEURS

Spurious closing of an overpressure valve of a steam generator	Decrease of heat extraction & Structures over-heating & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials	Incident
Leak of the conversion fluid in/out of the reactor building (e.g. pipe rupture)	Degradation of the conversion circuit	Incident
Large breach of the conversion fluid in/out of the reactor building (e.g. pipe rupture)	Degradation of the conversion circuit	Accident
Over-working of the heat sink	Increase of heat extraction	Incident
Loss of main heat sink (water)	Decrease of heat extraction & Structures over-heating & Loss of cooling of other systems containing radioactive materials	Incident
Loss of electric power (grid)	Loss of electric power	Incident
Total loss of power supply	Loss of electric power	Accident

TABLE B.1 – Liste des événements initiateurs

Annexe C

Résultats de l'application de la méthode des lignes de défense au MSFR

Cette annexe présente les arbres obtenus par application de la méthode des LDDs à une sélection d'évènements initiateurs du MSFR. Les résultats sont donnés, dans les sections suivantes, selon la famille phénoménologique des évènements étudiés. De plus amples détails sur les hypothèses et les choix de design ayant conduit à ces arbres sont disponibles dans le livrable 1.6 du projet SAMOFAR [55].

C.1 Augmentation de l'extraction de chaleur

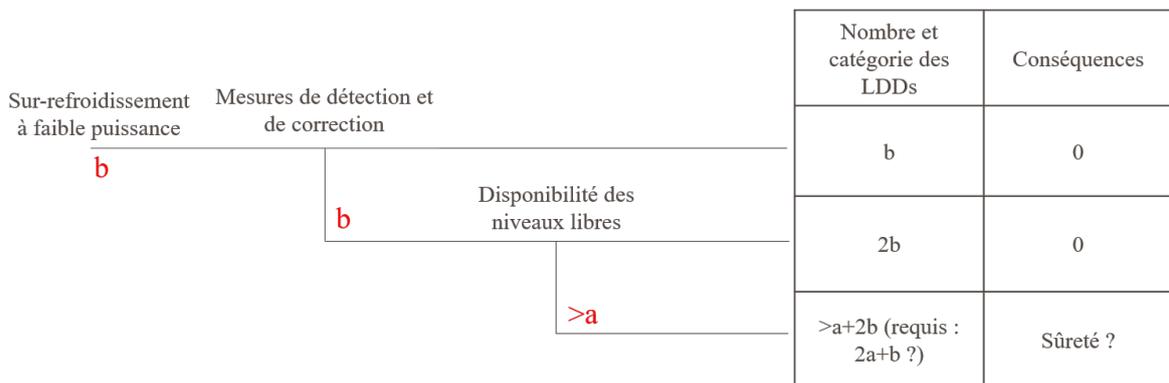


FIGURE C.1 – Lignes de défense associées à l'évènement « sur-refroidissement du combustible à faible puissance »

La première ligne de défense consiste en un ensemble de mesures de détection et de correction. Les mesures de détection sont, par exemple, la détection de la baisse de la température dans la branche froide du circuit combustible ou du circuit intermédiaire. Les mesures de correction sont, par exemple, la fermeture d'une vanne du circuit intermédiaire (pour limiter le transfert de chaleur vers le circuit de conversion), l'augmentation du bullage, etc.

C.2 Perte de l'extraction de chaleur du circuit combustible

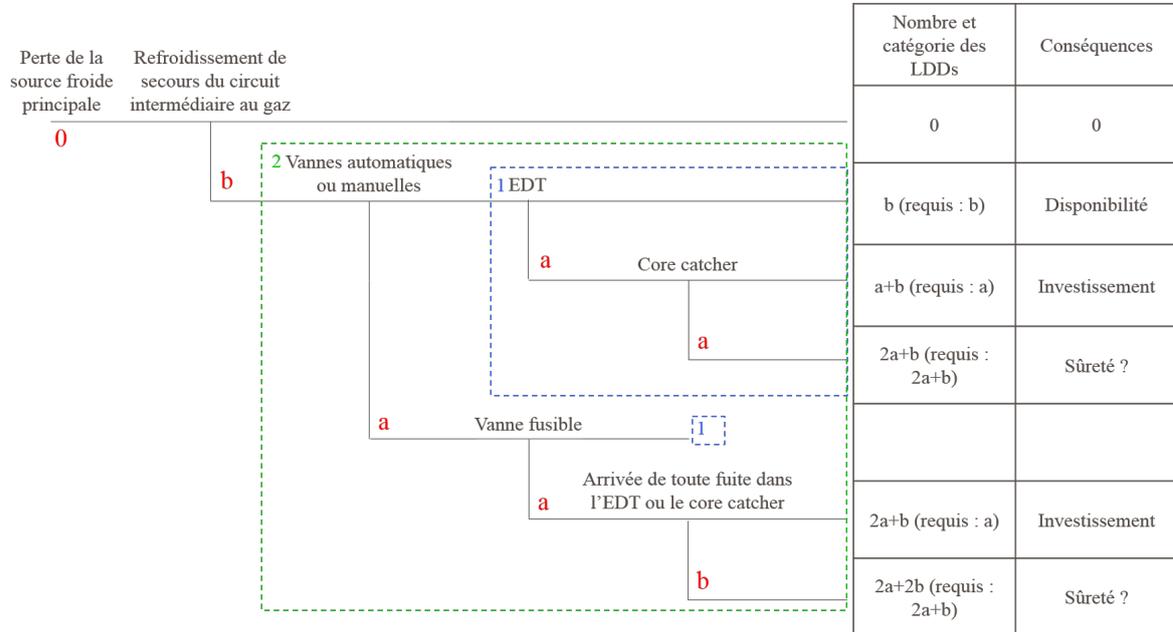


FIGURE C.2 – Lignes de défense associées à l'évènement « perte de la source froide principale »

C.3 Perte d'étanchéité d'autres systèmes contenant des matières radioactives

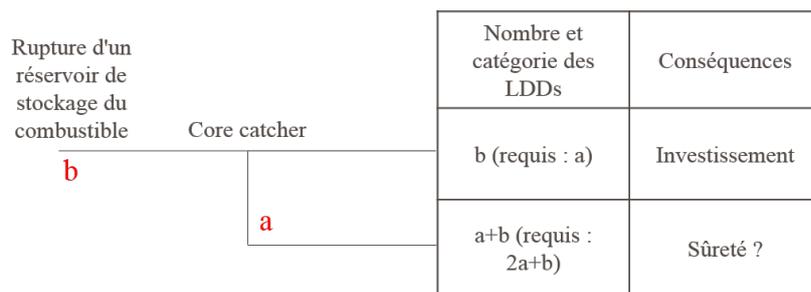


FIGURE C.3 – Lignes de défense associées à l'évènement « rupture d'un réservoir de stockage du combustible »

C.4 Perte de l'alimentation électrique

C.4. PERTE DE L'ALIMENTATION ÉLECTRIQUE

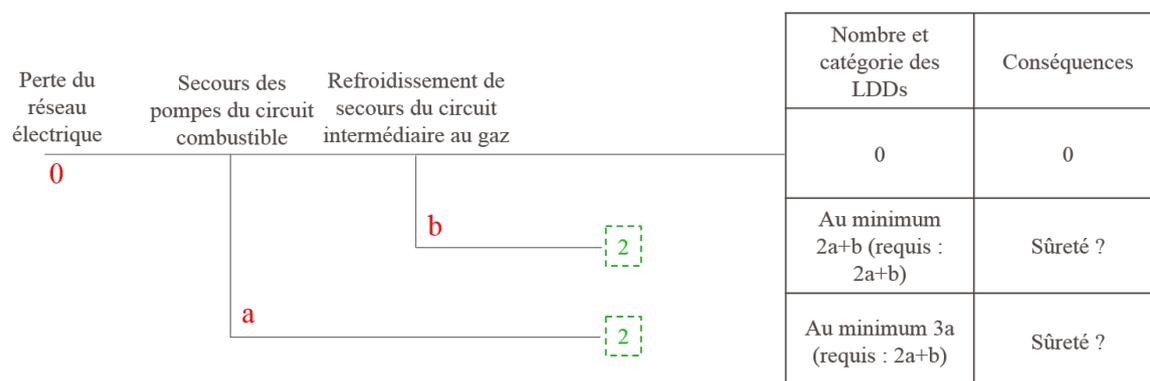


FIGURE C.4 – Lignes de défense associées à l'évènement « perte du réseau électrique »

ANNEXE C. RÉSULTATS DE L'APPLICATION DE LA MÉTHODE DES LIGNES DE
DÉFENSE AU MSFR

Annexe D

Identification des modes de défaillance du système de vidange d'urgence

Différents modes de défaillances ont été identifiés pour le système de vidange d'urgence. Ils entraînent l'incapacité du système à assurer une ou plusieurs de ses fonctions (refroidissement du combustible, confinement des matière radioactives, etc.) et peuvent éventuellement engendrer un sur-accident. Ils ont été classés en fonction de leurs conséquences, par familles phénoménologiques. Les familles suivantes sont considérées :

- la perte de l'extraction de la chaleur du combustible dans le réservoir de vidange d'urgence ;
- la perte d'étanchéité du réservoir de vidange d'urgence ;
- l'interruption de la vidange d'urgence ;
- l'entrée en contact du sel avec de l'eau.

Elles sont détaillées dans les sections suivantes. Notons qu'aucune défaillance liée à la fonction de sûreté «contrôle de la réactivité» n'a été identifiée. En effet, la sous-criticité du système est assurée par le design, comme cela a été montré au chapitre 5.

D.1 Perte de l'extraction de chaleur du combustible dans le réservoir de vidange d'urgence

Les défaillances de la famille «perte de l'extraction de chaleur du combustible dans le réservoir de vidange» impliquent un refroidissement insuffisant du sel combustible dans le réservoir. L'arbre de défaillance associé est donné en figure D.1.

La conséquence principale de cet évènement est l'échauffement du sel combustible en raison de la puissance résiduelle. Le risque associé est l'endommagement des structures du réservoir de vidange d'urgence dû aux hautes températures. Les dispositions proposées dans le design pour limiter les conséquence de cet évènement sont les suivantes :

- Une couche de sel inerte est située entre le combustible et le fluide de refroidissement. Elle procure une plus grande inertie thermique au système et offre une plus longue période de grâce avant que des température trop importantes ne soient atteintes.

ANNEXE D. IDENTIFICATION DES MODES DE DÉFAILLANCE DU SYSTÈME DE VIDANGE D'URGENCE

- Les matériaux de structure choisis doivent être résistants aux très hautes températures.
- Le *core catcher* est situé sous le système de vidange, ce qui permet de collecter le sel et les matériaux de structure en cas d'endommagement due aux trop hautes températures.

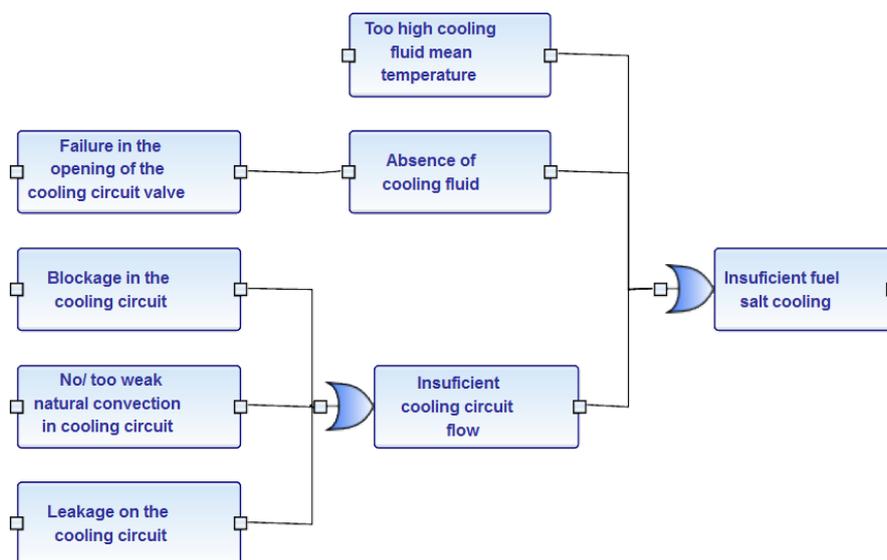


FIGURE D.1 – Arbre de défaillance pour l'évènement redouté : perte de l'extraction de chaleur du combustible dans le réservoir de vidange d'urgence

D.2 Perte d'étanchéité du système de vidange d'urgence

Les défaillances de la famille «perte d'étanchéité du système de vidange d'urgence» impliquent l'écoulement du sel en dehors du système de vidange et/ou l'échappement de gaz radioactifs. Les arbres de défaillance associés aux pertes d'étanchéité du système de vidange avec fuite de sel sont donnés en figure D.2.

Le risque encouru suite à cet évènement est la contamination d'autres zones du réacteur par les matières radioactives présentes dans le sel et dans les gaz. En particulier, le sel peut s'écouler vers le *core catcher* (arbre du haut sur la figure D.2) ou vers le système de refroidissement de l'EDS (arbre du bas sur la figure D.2). Les dispositions proposées dans le design pour limiter les conséquences de cet évènement sont les suivantes :

- Le *core catcher* est situé sous le système de vidange, au fond de l'enceinte réacteur, ce qui permet de collecter le sel combustible que la fuite provienne du collecteur, du conduit de vidange ou de l'EDT.
- L'enceinte réacteur contient intégralement l'EDS ce qui permet de limiter la zone contaminée par les matières radioactives transportées par le sel combustible ou par les gaz en cas de perte d'étanchéité de l'EDS.
- Deux parois se trouvent entre le sel et le système de refroidissement dans le réservoir de vidange. Une fuite de sel vers le circuit de refroidissement requiert donc la rupture simultanée de ces deux parois, ce qui limite la probabilité d'occurrence de cet

évènement.

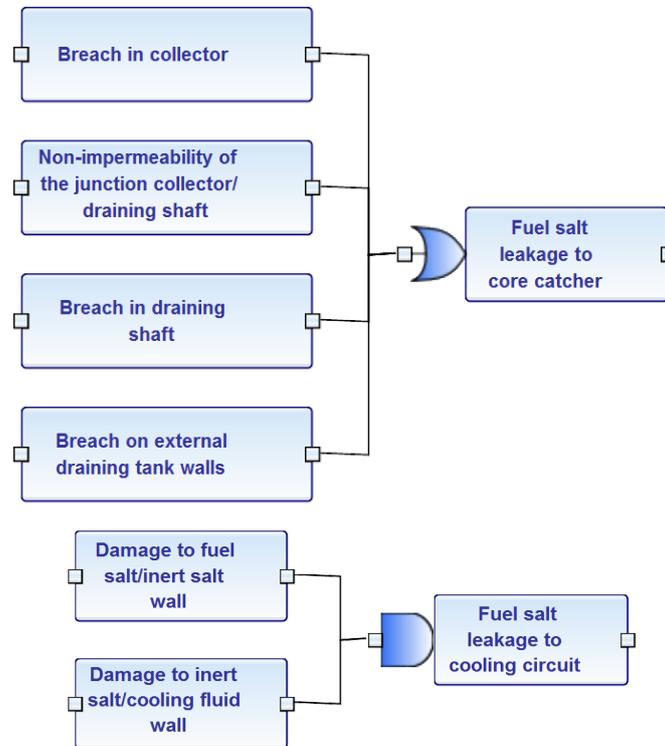


FIGURE D.2 – Arbre de défaillance pour l'évènement redouté : perte d'étanchéité du système de vidange d'urgence menant à une fuite vers le *core catcher* (arbre du haut) ou à une fuite vers le système de refroidissement de l'EDS (arbre du bas)

D.3 Interruption de la vidange d'urgence

Dans les défaillances de type «interruption de la vidange d'urgence», la vidange du circuit combustible est initiée mais le sel combustible ou une partie du sel combustible n'atteint pas le réservoir en raison d'un bouchage situé entre le circuit combustible et le réservoir empêchant l'écoulement du combustible. Le blocage peut être localisé au niveau des ouvertures de vidange, du collecteur ou du conduit de vidange. Le phénomène impliqué est l'élévation de la température du combustible due à la puissance résiduelle. En effet, le combustible bloqué ne peut pas être refroidi. Le risque associé est donc l'endommagement des structures due à l'élévation de la température du combustible. Pour limiter la probabilité d'occurrence d'un tel évènement il est proposé de dimensionner le conduit de vidange avec un diamètre suffisamment grand pour limiter le risque de blocage.

D.4 Entrée en contact du sel avec de l'eau

Comme évoqué au chapitre 3, l'entrée en contact du combustible liquide avec de l'eau liquide provoque la vaporisation de l'eau et mène à une montée en pression si le contact se produit dans une enceinte fermée. La présence accidentelle d'eau dans le réservoir de vidange, dans l'espace réservé au sel, pourrait provenir d'une fuite du système de refroidissement. La présence d'eau peut aussi être envisagée dans le *core catcher*, suite à une fuite du système de refroidissement de l'EDS ou à une inondation. Quand le combustible atteint le réservoir de vidange (respectivement le *core catcher*), il chauffe l'eau qui s'y trouve produisant une quantité potentiellement importante de vapeur et ainsi une montée en pression du système de vidange (respectivement de l'enceinte réacteur). Une portion du sel combustible pourrait alors être éjectée du système de vidange, par exemple en direction du circuit combustible, et contaminer d'autres zones du réacteur. Le risque d'explosion vapeur doit également être étudié, les informations actuellement disponibles étant trop maigres pour conclure sur l'occurrence ou non d'une explosion vapeur dans cette situation. Pour réduire la probabilité d'une entrée d'eau dans l'EDS et le *core catcher*, un autre fluide est envisagé pour assurer le refroidissement du système de vidange d'urgence. Cette option a été discutée au chapitre 6. De plus, l'instrumentation nécessaire à la détection de fuites d'eau, ou plus largement du fluide de refroidissement quel qu'il soit, doit être conçue. Enfin, des systèmes de dépressurisation pourraient être envisagés pour mitiger les conséquences de l'accident, s'il se produit.

Table des figures

1.1	Les générations de réacteurs nucléaires [1]	14
1.2	Les six concepts de quatrième génération retenus par le GIF (images extraites de [4])	16
1.3	Représentation du design du MSRE [8]	18
1.4	Schéma du système global du MSFR	22
1.5	Vue conceptuelle du circuit combustible du MSFR	22
1.6	Différentes représentations de la géométrie du cœur avec de gauche à droite : une vue 3D de la géométrie du circuit combustible, une coupe verticale du cœur et de la couverture fertile et une représentation de la température du combustible en cœur à puissance nominale	25
1.7	Représentation de la géométrie intégrée avec un secteur de refroidissement (en bas à gauche), l'agencement des secteurs dans la cuve cœur (en bas à droite), l'agencement des réservoirs de stockage autour de la cuve cœur (en haut gauche) et la partie supérieure de l'enceinte réacteur (en haut à droite)	26
1.8	Système de bullage (à gauche) et système de prélèvement du sel combustible (à droite) [25]	30
1.9	Représentation schématique du système de vidange - coupe verticale	33
1.10	Schématisme de l'EDT, composé d'une cuve hexagonale en bleu (en bas à gauche) contenant le combustible en rouge et les barres de refroidissement (à droite et en haut à gauche)	34
1.11	Représentation schématique du bâtiment réacteur et des différents systèmes qu'il contient	36
2.1	Schéma de la méthodologie d'analyse de sûreté [54]	47
2.2	Extrait du FBS du MSFR	53
2.3	Extrait du PBS du MSFR	54
2.4	Symboles utilisés dans les arbres de causes du MLD	57
2.5	Extrait du MLD du MSFR pour le top event « dégradation du circuit combustible »	58
2.6	Extrait du MLD du MSFR pour le sous-événement « refroidissement insuffisant du combustible »	59
2.7	Diagramme de Farmer proposé pour le MSFR	63
3.1	Pression partielle de HF et pression totale à l'équilibre	99
3.2	potentiels standards des couples oxydant/réducteur	99
3.3	Évolution de la différence d'énergie de Gibbs avec la température	101

TABLE DES FIGURES

3.4	Section efficace microscopique de production de tritium par réaction sur le ${}^6\text{Li}$ avec les bases de données ENDF/B-VII.0 et JEFF-3.1.1	104
3.5	Section efficace microscopique de production de tritium par réaction sur le ${}^7\text{Li}$ avec les bases de données ENDF/B-VII.0 et JEFF-3.1.1	105
3.6	Évolution de la quantité de Li_6 dans le MSFR	106
3.7	Section efficace microscopique de production de tritium par réaction sur le ${}^6\text{Li}$ avec les bases de données JEFF-3.1.1, JEFF-3.3, ENDF/B-VII.0 et ENDF/B-VIII.0	108
3.8	Section efficace microscopique de production de tritium par réaction sur le ${}^7\text{Li}$ avec les bases de données JEFF-3.1.1, JEFF-3.3, ENDF/B-VII.0 et ENDF/B-VIII.0	108
4.1	Comparaison de la puissance résiduelle obtenue par ajustement et de la puissance résiduelle de référence en fonction du temps	117
4.2	Schéma de la géométrie du MSFR modélisée dans le code PANDAS	122
4.3	Schéma des différents modes de fonctionnement disponibles avec PANDAS	124
4.4	Flux neutronique et fonction sinus selon la distance depuis le bas du cœur. Les aires sont normalisées à l'unité.	126
4.5	Densité des précurseurs de neutrons retardés en fonction du temps	127
4.6	Densité des précurseurs de puissance résiduelle (à gauche) et de puissance résiduelle dans le circuit combustible (à droite)	127
4.7	Simulation de l'état stationnaire du MSFR avec TFM-OpenFOAM extrait de [34]. Haut (de gauche à droite) : distribution du module de la vitesse, distribution de puissance produite, distribution de température du combustible et distribution de la source de neutrons retardés, normalisée à 1. Bas : lignes de courant colorées par le module de la vitesse locale (avec différentes coordonnées de départ)	129
4.8	Réactivité, puissance et température moyenne du combustible en fonction du temps pour un transitoire d'insertion de réactivité de 1000 pcm linéairement en 1s avec PANDAS et TFM-OpenFOAM (TFM-OF)	131
4.9	Réactivité, puissance, température moyenne coeur et température des branches chaude et froide en fonction du temps pour un transitoire d'insertion de réactivité de 1000 pcm en 0.1 s	136
4.10	Réactivité, puissance et température en fonction du temps pour un transitoire de sur-refroidissement du circuit combustible (par baisse de la température d'entrée de l'intermédiaire dans l'échangeur à 650 K)	138
4.11	Réactivité, puissance et température moyenne du combustible en fonction du temps pour un transitoire de perte de l'extraction de chaleur au niveau de l'échangeur combustible-intermédiaire	140
4.12	Réactivité, puissance et température moyenne du combustible en fonction du temps pour un transitoire de perte de l'extraction de chaleur au niveau de l'échangeur intermédiaire-conversion	141
4.13	Réactivité, puissance et température en fonction du temps pour un transitoire de perte de débit du circuit combustible	144
5.1	Surface de vidange nécessaire en fonction du temps de vidange requis	151
5.2	Schéma de la géométrie simplifiée considérée pour le circuit combustible	152

TABLE DES FIGURES

5.3	Représentation schématique du système de transfert	155
5.4	Hauteur du conduit en fonction de son rayon pour un k_{eff} de 0,95	156
5.5	k_{eff} en fonction de l'angle d'inclinaison du collecteur	157
5.6	Coupe horizontale des barres de refroidissement	159
5.7	Coupes verticale et horizontale du réservoir de vidange avec en rouge le combustible, en jaune le sel inerte, en bleu le fluide de refroidissement et en gris les parois	159
5.8	Hauteur du combustible en fonction de la taille du système global pour différents nombres de rangées. Les configurations en rose sont exclues, en jaune possibles et en bleu recommandées	160
5.9	Variation du facteur de multiplication en fonction du rayon (du cercle inscrit) des barres de refroidissement hexagonales pour différentes épaisseurs de sel combustible et de sel inerte	162
5.10	Variation du facteur de multiplication en fonction de la densité de l'eau pour différentes épaisseurs de paroi	164
5.11	Schéma des géométries étudiées : plane à gauche et cylindrique à droite . . .	166
5.12	Évolution de la température de la paroi en contact avec le combustible et de la température au centre du combustible pour une géométrie plane et pour une géométrie cylindrique	169
5.13	Profils à différents temps pour une géométrie cylindrique	170
5.14	Evolution de la température de la paroi en contact avec le combustible pour différentes épaisseurs de sel inerte	171
5.15	Évolution de la température de la paroi en contact avec le combustible pour différentes concentrations de molybdène dans le sel inerte	172
5.16	Évolution de la température de la paroi en contact avec le combustible et de la température au centre du combustible pour une concentration en molybdène de 3%	172
5.17	Profils à différents temps pour une concentration en molybdène de 3%	173
6.1	Barrières de confinement du MSFR - proposition 1	180
6.2	Barrières de confinement du MSFR - proposition 2	182
6.3	Barrières de confinement du MSFR - proposition 3	183
6.4	Matrice de risque et LDDs strictement requises. *seulement si deux lignes de qualité b sont équivalentes à une ligne de qualité a, sinon une ligne de défense forte est requise	186
6.5	Lignes de défense associées à l'évènement « perte de la source froide principale »	188
6.6	Lignes de défense associées à l'évènement « rupture d'un réservoir de stockage du combustible »	189
6.7	Lignes de défense associées à l'évènement « perte du réseau électrique » . . .	189
6.8	Proposition de localisation des GV à l'extérieur de l'enceinte réacteur	193
C.1	Lignes de défense associées à l'évènement « sur-refroidissement du combustible à faible puissance »	227
C.2	Lignes de défense associées à l'évènement « perte de la source froide principale »	228
C.3	Lignes de défense associées à l'évènement « rupture d'un réservoir de stockage du combustible »	228
C.4	Lignes de défense associées à l'évènement « perte du réseau électrique » . . .	229

TABLE DES FIGURES

D.1	Arbre de défaillance pour l'évènement redouté : perte de l'extraction de chaleur du combustible dans le réservoir de vidange d'urgence	232
D.2	Arbre de défaillance pour l'évènement redouté : perte d'étanchéité du système de vidange d'urgence menant à une fuite vers le <i>core catcher</i> (arbre du haut) ou à une fuite vers le système de refroidissement de l'EDS (arbre du bas) . .	233

Liste des tableaux

1.1	Principaux concepts de RSFs développés par des start-up [22, 23, 24]	21
1.2	Proportions isotopiques des différents composants du sel combustible lors d'un démarrage à l' ^{233}U ; la somme des éléments hors fluor est égale à un	24
1.3	Propriétés thermodynamiques du sel $\text{LiF} - \text{ThF}_4$ (78%-22%) [33, 34]	24
1.4	Caractéristiques du circuit combustible	25
1.5	Propriétés thermodynamiques de l'hastelloy N à 500°C [41]	26
1.6	Propriétés thermodynamiques du molybdène à 500°C [42]	27
1.7	Propriétés thermodynamiques du FLiNaK (LiF-NaF-KF)	27
1.8	Propriétés thermodynamiques du fluoroborate (NaF-NaBF_4) [45, 43]	28
1.9	Propriétés thermodynamiques du LiF-ZrF ₄ [47]	28
1.10	Propriétés thermodynamiques du FLiBe (LiF-BeF ₂) [45, 43]	29
1.11	Caractéristiques générales MSFR	38
1.12	Principaux fluides utilisés dans le MSFR	38
2.1	Extrait de la table du FFMEA du MSFR	55
2.2	Extrait de la liste des évènements initiateurs pour la famille « perte de débit du combustible »	61
2.3	Extrait de la liste des évènements initiateurs pour la famille « perte de débit combustible »	64
2.4	Évènements initiateurs retenus pour la famille insertion de réactivité	66
2.5	Quantification des évènements de la famille « insertions de réactivité »	71
2.6	Évènements initiateurs retenus pour la famille « augmentation de l'extraction de chaleur »	72
2.7	Évènements initiateurs retenus pour la famille « perte de débit du combustible »	73
2.8	Évènements initiateurs retenus pour la famille « perte de l'extraction de chaleur du combustible »	73
2.9	Évènements initiateurs retenus pour la famille « perte d'étanchéité du circuit combustible »	75
2.10	Évènements initiateurs retenus pour la famille «perte du contrôle de la composition chimique du sel combustible»	79
2.11	Évènements initiateurs retenus pour la famille « dégradation mécanique du circuit combustible »	81
2.12	Évènements initiateurs retenus pour la famille « perte du contrôle de la pression dans le circuit combustible »	82
2.13	Évènements initiateurs retenus pour la famille « surchauffe des structures » .	83

LISTE DES TABLEAUX

2.14 Évènements initiateurs retenus pour la famille « perte de l'extraction de chaleur dans d'autres systèmes contenant des matières radioactives »	84
2.15 Évènements initiateurs retenus pour la famille « perte d'étanchéité d'autres systèmes contenant des matières radioactives »	85
2.16 Évènements initiateurs retenus pour la famille « perte d'intégrité du circuit de conversion de l'énergie »	86
2.17 Évènements initiateurs retenus pour la famille « perte de l'alimentation électrique »	87
3.1 Relations pour l'énergie de Gibbs et la différence d'enthalpie associée à différentes réactions ; les températures sont exprimées en degrés Celsius	96
3.2 Relations obtenues pour l'énergie de Gibbs associée à différentes réactions envisageables lors d'une entrée de dioxygène dans le circuit combustible	100
3.3 Sections efficaces microscopiques de production du tritium	104
3.4 Production de tritium évaluée pour le MSFR avec les bases de données JEFF-3.1.1 et ENDF/B-VII.0	105
4.1 Fractions de neutrons retardé, constantes de décroissance et temps de demi-vie associés aux différentes familles de précurseurs	115
4.2 Rendements de production, constantes de décroissance et temps de demi-vie des familles de précurseurs de puissance résiduelle	117
5.1 Liste des paramètres utilisés pour l'étude du système de transfert	155
5.2 Résultats des calculs de criticité pour différents rayons de conduit et angles du collecteur du système de transfert	158
5.3 Liste des paramètres fixés	159
5.4 Liste des paramètres variables	160
5.5 Liste des paramètres calculés	160
5.6 Influence du retrait des différents matériaux sur le k_{eff}	162
5.7 discrétisation spatiale dans chaque zone	169
6.1 Exemples de barrières de confinement dans d'autres concepts	177
6.2 Résumé des propositions de barrières de confinement pour le MSFR	197
A.1 Extrait de la liste des paramètres finaux obtenus avec le code système statique	207
B.1 Liste des éléments initiateurs	226

Acronymes

AIEA Agence Internationale de l'Énergie Atomique.

ARE *Aircraft Reactor Experiment.*

BR bâtiment réacteur.

CANDU *CANada Deuterium Uranium.*

CFD *Computational Fluid Dynamics.*

CNRS Centre National de la Recherche Scientifique.

CPZ Cinétique Point par Zone.

DPA *Deterministic and Phenomenological Analysis.*

ECI Évolution de la Composition Isotopique.

EDP équations aux dérivées partielles.

EDS système de vidange d'urgence ou *Emergency Draining System.*

EDT réservoir de vidange d'urgence ou *Emergency Draining Tank.*

EI Évènement Initiateur.

EPS Études Probabilistes de sûreté.

EVOL *Evaluation and Viability of Liquid fuel fast reactor system.*

FBS *Functionnal Breakdown Structure.*

FFMEA *Functional Failure Mode and Effet Analysis.*

GFR *Gas cooled Fast Reactor.*

GIF Forum International Génération IV ou *Generation IV International Forum.*

GV générateur de vapeur.

IMSR *Integrated Molten Salt Reactor.*

IRSN Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire.

ISAM *Integrated Safety Assessment Methodology.*

JANIS *Java-based nuclear information software.*

KIT Institut de technologie de Karlsruhe.

- LDD** Lignes De Défense.
- LFR** *Lead-cooled Fast Reactor.*
- LFTR** *Liquid Fluoride Thorium Reactor.*
- MCFR** *Molten Chloride Fast Reactor.*
- MCSFR** *Molten Chloride Salt Fast Reactor.*
- MLD** *Master Logic Diagram.*
- MOSART** *MOlten Salt Actinide Recycler & Transmuter.*
- MOSEL** *MOlten Salt EpithermaL reactor.*
- MSBR** *Molten Salt Breeder Reactor.*
- MSFR** *Molten Salt Fast Reactor.*
- MSR** *Molten Salt Reactor.*
- MSRE** *Molten Salt Reactor Experiment.*
- OPT** *Objective Provision Tree.*
- ORNL** *Oak-Ridge National Laboratory.*
- PANDAS** *Precursors Advection and Neutronic Diffusion System code.*
- PBS** *Plant Breakdown Structure.*
- PCHE** *Printed Circuit Heat Exchangers.*
- PF** produit de fission.
- PIRT** *Phenomena Identification and Ranking Table.*
- QSR** *Qualitative Safety features Review.*
- RANS** *Reynolds-Average Navier-Stokes.*
- REM** Règles pour les calculs d'Evolution avec MCNP.
- REP** réacteur à eau pressurisée.
- RNR-G** réacteur à neutrons rapides à caloporteur gaz.
- RNR-Na** réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium.
- RSF** réacteur à sels fondus.
- SAMOFAR** *Safety Assessment of the Molten Salt Fast Reactor.*
- SCWR** *Supercritical-Water-Cooled Reactor.*
- SFR** *Sodium-cooled Fast Reactor.*
- SILENE** Source d'Irradiation à Libre Evolution Neutronique.
- SINAP** *Shanghai Institute of Applied Physics.*
- SMR** *Small Modular Reactor.*
- SPHE** *Stamped Plates Heat Exchanger.*
- SSR** *Stable Salt Reactor.*

ACRONYMES

TFM *Transient Fission Matrix.*

TMSR *Thorium Molten Salt Reactor.*

UNGG uranium naturel graphite gaz.

VHTR *Very High Temperature Reactor.*

ACRONYMES

Bibliographie

- [1] GENERATION IV INTERNATIONAL FORUM (GIF) : GIF portal - home - public.
https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9260/public.
- [2] GENERATION IV INTERNATIONAL FORUM (GIF) : A technology roadmap for generation IV nuclear energy systems. Technical report, 2002.
- [3] GENERATION IV INTERNATIONAL FORUM (GIF) : Technology roadmap update for generation IV nuclear energy systems. Technical report, 2014.
- [4] F. BAZILE, P. BERNARD, B. BONIN, J. BOUCHARD, J. C. BOUCHTER, B. BOULLIS, F. CARRÉ, J. CAZALET, A. MARVY, V. MOULIN, Y. TERRIEN, E. TOURON *et al.* : *L'énergie nucléaire du futur - quelles recherches pour quels objectifs ?* Monographie DEN. CEA Saclay ; Groupe Moniteur, 2005.
- [5] J. SERP, M. ALLIBERT, O. BENEŠ, S. DELPECH, O. FEYNBERG, V. GHETTA, D. HEUER, D. HOLCOMB, V. IGNATIEV, J. L. KLOOSTERMAN, L. LUZZI, E. MERLE-LUCOTTE, J. UHLÍR, R. YOSHIOKA et D. ZHIMIN : The molten salt reactor (MSR) in generation IV : overview and perspectives. *Progress in Nuclear Energy*, 77:308–319, 2014.
- [6] W.K. ERGEN, A.D. CALLIHAN, C.B. MILLS et D. SCOTT : The aircraft reactor experiment-physics. *Nuclear Science and Engineering*, 2(6):826–840, 1957.
- [7] M.W. ROSENTHAL, P.R. KASTEN et R.B. BRIGGS : Molten-salt reactors-history, status, and potential. *Nuclear Applications and Technology*, 8(2):107–117, 1970.
- [8] P.N. HAUBENREICH et J.R. ENGEL : Experience with the molten-salt reactor experiment. *Nuclear Applications and technology*, 8(2):118–136, 1970.
- [9] P.N. HAUBENREICH, J.R. ENGEL, C.H. GABBARD, R.H. GUYMON et B.E. PRINCE : Safety analysis of operation with 233U. Rapport ORNL-TM-2111, Oak Ridge National Laboratory (ORNL), Oak Ridge, Tennessee, 1968.
- [10] V. BERTHOU : *Le concept TASSE (Thorium ADS with simplified fuel cycle for long term energy production)*. Thèse de doctorat, Université d'Evry-Val d'Essonne, 2000.
- [11] D. LECARPENTIER : *Contribution aux travaux sur la transmutation des déchets nucléaires, voie des réacteurs à sel fondu : le concept Amster, aspect physique et sûreté*. Thèse de doctorat, Conservatoire National des Arts et Métiers (CNAM), Paris, 2001.
- [12] A. NUTTIN : *Potentialités du concept de réacteur à sels fondus pour une production durable d'énergie nucléaire basée sur le cycle thorium en spectre épithermique*. Thèse de doctorat, Université Joseph-Fourier-Grenoble I, 2002.
- [13] L. MATHIEU : *Cycle thorium et réacteurs à sel fondu. Exploration du champ des paramètres et des contraintes définissant le "Thorium Molten Salt Reactor"*. Thèse de doctorat, Institut National Polytechnique de Grenoble-INPG, 2005.

BIBLIOGRAPHIE

- [14] V. IGNATIEV, O. FEYNBERG, I. GNIDOI, A. MERZLYAKOV, V. SMIRNOV, A. SURENKOV, I. TRETIKOV, R. ZAKIROV, V. AFONICHKIN, A. BOVET *et al.* : Progress in development of Li, Be, Na/F molten salt actinide recycler & transmuter concept. *In International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2007)*, numéro 7548, Nice, France, 2007.
- [15] V. IGNATIEV et A. SURENKOV : Corrosion phenomena induced by molten salts in generation IV nuclear reactors. *In Structural Materials for Generation IV Nuclear Reactors*, pages 153–189. Elsevier, 2017.
- [16] A.V. MERZLYAKOV, V.V. IGNATIEV et S.S. ABALIN : Viscosity of molten lithium, thorium and beryllium fluorides mixtures. *Journal of Nuclear Materials*, 419(1-3):361–365, 2011.
- [17] M. ALLIBERT, T. AULT, P. BARON, A. BERGERON, B. BROMLEY, G. BUTLER, N. CHAUVIN, E. COLLINS, S. CORNET, A. CROFF, R. ESCHBACH, O. FEINBERG, M. FLOYD, V. GHETTA, D. GRENÈCHE, H. HAMILTON, K. HESKETH, B. HYLAND, V. IGNATIEV, J. F. KELLY *et al.* : Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle. Short-to long-term considerations. NEA No. 7224, Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD), 2015.
- [18] K. CHEN : Thorium Molten Salt Reactor Energy System (TMSR) Program Update. *In Generation IV International Forum (GIF) 23rd MSR SSC Meeting*, PSI, Switzerland, 2017.
- [19] Z. DAI et W. LIU : Thorium-based molten salt reactor (TMSR) project in china. *In Conference on molten salts in nuclear technology*, Mumbai, India, 2013.
- [20] TRANSATOMIC POWER : Technical white paper. version 2.1, 2016.
- [21] R. O’SULLIVAN : Le réacteur à sels stables. présentation power point dans le cadre d’une réunion technique, LPSC Grenoble, France, 2018.
- [22] M. ALLIBERT, S. BEILS, S. BOURG, M. BROVCHENKO, G. CAMPIONI, B. CARLUEC, M. DELPECH, S. DELPECH, P. GAUTHÉ, D. GÉRARDIN, A. GERSCHENFELD, Y. GORSSE, J. GUIDEZ, D. HEUER, E. IVANOV, D. LECARPENTIER, A. LAUREAU, J. MARTINET, E. MERLE et J. SERP : Réacteurs à sels fondus. Rapport scientifique des journées des 22-23 mars 2018, Massy, France, 2018.
http://irfu.cea.fr/Meetings/seminaires-MSR/MSR-RapportJournéesMassy_Mars2018.pdf.
- [23] ENERGY PROGRESS DEVELOPMENTS : MSR review, feasibility of developing a pilot scale molten salt reactor in the UK. Technical report, 2015.
- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) : Advances in small modular reactor technology developments. A Supplement to : IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), Vienna, Austria, 2016.
<http://aris.iaea.org>.
- [25] M. ALLIBERT, D. GÉRARDIN, D. HEUER, E. HUFFER, A. LAUREAU, E. MERLE, S. BEILS, A. CAMMI, B. CARLUEC, S. DELPECH, A. GERBER, E. GIRARDI, J. KREPPEL, D. LATHOUWERS, D. LECARPENTIER, S. LORENZI, L. LUZZI, S. POUmeroULY, M. RICOTTI, M. TIBERGA et V. TIBERI : Description of initial reference design and identification of safety aspects. SAMOFAR (A Paradigm Shift in Nuclear Reactor Safety with the Molten Salt Fast Reactor) European project, Work-Package WP1, Deliverable D1.1, Grant Agreement number : 661891, 2015.

BIBLIOGRAPHIE

- [26] E. MERLE-LUCOTTE, D. HEUER, M. ALLIBERT, M. BROVCHENKO, V. GHETTA, A. LAUREAU et P. RUBIOLO : Preliminary design assessment of the molten salt fast reactor. *In European Nuclear Conference (ENC2012)*, Manchester, UK, 2012.
- [27] E. MERLE-LUCOTTE, M. ALLIBERT, M. BROVCHENKO, D. HEUER, V. GHETTA, A. LAUREAU et P. RUBIOLO : Introduction to the physics of thorium molten salt fast reactor (msfr) concepts. *In Thorium Energy for the World*, pages 223–231. Springer, 2016.
- [28] D. HEUER, E. MERLE-LUCOTTE, M. ALLIBERT, M. BROVCHENKO, V. GHETTA et P. RUBIOLO : Towards the thorium fuel cycle with molten salt fast reactors. *Annals of Nuclear Energy*, 64:421–429, 2014.
- [29] J. LEPPANEN : *Development of a New Monte Carlo Reactor Physics Code*. Thèse de doctorat, Helsinki University of Technology (VTT), 2007.
- [30] Jaakko LEPPÄNEN, MARIAPUSA, Tuomas VIITANEN, Ville VALTAVIRTA et Toni KALTAISENAHO : The serpent monte carlo code : Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy*, 82:142–150, 2015.
- [31] A. SANTAMARINA, D. BERNARD, P. BLAISE, M. COSTE, A. COURCELLE, T.D. HUYNH, C. JOUANNE, P. LECONTE, O.LITAIZE, S. MENGELLE, G. NOGUÈRE, J-M. RUGGIÉRI, O. SÉROT, J. TOMMASI, C. VAGLIO et J-F. VIDAL : The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library. JEFF Report 22, Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD), 2009.
- [32] O. BENEŠ, M. SALANNE, M. LEVESQUE et R.J.M. KONINGS : Physico-chemical properties of the MSFR fuel salt. EVOL (Evaluation and Viability of Liquid fuel fast reactor system) European FP7 project, Work-Package WP3, Deliverable D3.2, Contract number : 249696, 2013.
- [33] V. IGNATIEV, O. FEYNBERG, A. MERZLYAKOV, A. SURENKOV, A. ZAGNITKO, V. AFO-NICHKIN, A. BOVET, V. KHOKHLOV, V. SUBBOTIN, R. FAZILOV *et al.* : Progress in development of MOSART concept with Th support. *In International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '12)*, numéro 12394, pages 943–952, Chicago, USA, 2012.
- [34] A. LAUREAU : *Développement de modèles neutroniques pour le couplage thermohydraulique du MSFR et le calcul de paramètres cinétiques effectifs*. Thèse de doctorat, Université Grenoble Alpes, France, 2015.
- [35] H. ROUCH, O. GEOFFROY, P. RUBIOLO, A. LAUREAU, M. BROVCHENKO, D. HEUER et E. MERLE-LUCOTTE : Preliminary thermal–hydraulic core design of the molten salt fast reactor (msfr). *Annals of Nuclear Energy*, 64:449–456, 2014.
- [36] M. BROVCHENKO, D. HEUER, E. MERLE-LUCOTTE, M. ALLIBERT, V. GHETTA, A. LAUREAU et P. RUBIOLO : Design-related studies for the preliminary safety assessment of the molten salt fast reactor. *Nuclear Science and Engineering*, 175(3):329–339, 2013.
- [37] D. GÉRARDIN, M. ALLIBERT, D. HEUER, A. LAUREAU, E. MERLE-LUCOTTE et C. SEUVRE : Design evolutions of the molten salt fast reactor. *In International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles : Next Generation Nuclear Systemes for Sustainable Development (FR17)*, Yekaterinburg, Russian Federation, 2017.

BIBLIOGRAPHIE

- [38] V. ARIU : Heat exchanger analysis for innovative molten salt fast reactor. Master thesis, ETH Zürich - EPF Lausanne, Paul Scherrer Institut, Villigen, Suisse, 2014.
- [39] S. ROUSSEL : Conception de structures d'un réacteur nucléaire à sels fondus. Stage de fin d'études, Ecole Centrale de Lyon, AREVA NP, Lyon, 2017.
- [40] M. BROVCHENKO : *Etudes préliminaires de sûreté du réacteur à sels fondus MSFR*. Thèse de doctorat, Université de Grenoble, France, 2013.
- [41] HAYNES INTERNATIONNAL : Hastelloy® n alloy. Rapport technique, 2017.
- [42] E.A. BRANDES et G.B. BROOK : *Smithells metals reference book, 7th edn*. London, Betterworth, 1992.
- [43] O. BENEŠ et R.J.M. KONINGS : Molten salt reactor fuel and coolant. In R.J.M. KONINGS, éditeur : *Comprehensive Nuclear Materials*, volume 3, chapitre 13, pages 359–389. Elsevier, 2012.
- [44] D. F. WILLIAMS : Additional physical property measurements and assessment of salt compositions proposed for the intermediate heat transfer loop. Ornl/gen4/ltr-06-033, Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 2006.
- [45] O. BENEŠ et R.J.M. KONINGS : Thermodynamic properties and phase diagrams of fluoride salts for nuclear applications. *Journal of Fluorine Chemistry*, 130(1):22–29, 2009.
- [46] D. J. ROGERS, T. YOKO et G.J. JANZ : Fusion properties and heat capacities of the eutectic lithium fluoride-sodium fluoride-potassium fluoride melt. *Journal of Chemical and Engineering Data*, 27(3):366–367, 1982.
- [47] David F WILLIAMS, L M TOTH et K T CLARNO : Assessment of candidate molten salt coolants for the advanced high temperature reactor (ahtr). Ornl/tm-2006/12, Oak Ridge National Laboratory (ORNL), Oak Ridge, Tennessee, 2006.
- [48] R. CURY : *Etude métallurgique des alliages Ni-W et Ni-W-Cr : relation entre ordre à courte distance et durcissement*. Thèse de doctorat, Paris 12, 2007.
- [49] T. AUGER, D. BRECHET, L. CASSAYRE, C. CROZET, S. DELPECH, I. DROUELLE, V. IGNATIEV et W. WANG : Recommendations for msfr primary circuit structural material. EVOL (Evaluation and Viability of Liquid fuel fast reactor system) European FP7 project, Work-Package WP4, Deliverable D4.6, Contract number : 249696, 2014.
- [50] X. DOLIGEZ : *Influence du retraitement physico-chimique du sel combustible sur le comportement du MSFR et sur le dimensionnement de son unité de retraitement*. Thèse de doctorat, Institut National Polytechnique de Grenoble-INPG, 2010.
- [51] Article l. 591-1 du code de l'environnement, 2012.
https://www.legifrance.gouv.fr/affichCodeArticle.do;jsessionid=036CC4B028BD39C711CEB0AB4D8A0393.tplgfr27s_3?idArticle=LEGIARTI000025108609&cidTexte=LEGITEXT000006074220&dateTexte=20180509.
- [52] Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) : Principes fondamentaux de sûreté. Normes de sûreté de l'AIEA, Fondements de sûreté SF-1, Vienne, Autriche, 2007.
- [53] Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, article 3.4.
<https://www.legifrance.gouv.fr/affichTexte.do?cidTexte=JORFTEXT000025338573>.

BIBLIOGRAPHIE

- [54] A. CARPIGNANO, S. BEILS, S. DULLA, Y. FLAUW, D. GÉRARDIN, D. HEUER, D. LE-CARPENTIER, E. MERLE, E. IVANOV, V. TIBERI et A.-C. UGGENTI : Development on an integral safety assessment methodology for MSFRs. SAMOFAR (A Paradigm Shift in Nuclear Reactor Safety with the Molten Salt Fast Reactor) European project, Work-Package WP1, Deliverable D1.5, Grant Agreement number : 661891, 2018.
- [55] A.-C. UGGENTI, D. GÉRARDIN, S. BEILS, A. CARPIGNANO, S. DULLA, D. HEUER, A. LAUREAU, J. MARTINET et E. MERLE : Identification of risks and phenomena involved, identification of accident initiators and accident scenarios. SAMOFAR (A Paradigm Shift in Nuclear Reactor Safety with the Molten Salt Fast Reactor) European project, Work-Package WP1, Deliverable D1.6, Grant Agreement number : 661891, 2018.
- [56] R.B. BRIGGS et J.A. SWARTOUT : Aqueous homogeneous power reactors. *In Proceedings on the International Conference on the peaceful uses of atomic energy, held in Geneva*, pages 8–20, 1955.
- [57] P. GRIVOT, P. GIROUD, P. FOUILLAUD, F. BARBRY et P. LE POAC : Sélection d'expériences silene de référence pour la qualification des codes d'accidents de criticité. Note technique srnc, CEA/DAM/Département de Recherche sur les Matériaux Nucléaires/SRNC, 2002.
- [58] F.Y. BARBRY : A review of the silene criticality excursions experiments. Rapport technique, CEA Centre d'Etudes de Fontenay-aux-Roses, 1993.
- [59] O. BENES, N. VOZAROVA, E. CAPELLI, J.-Y. COLLE et R. KONINGS : Retention of cs and i fission products in msfr fuel. SAMOFAR (A Paradigm Shift in Nuclear Reactor Safety with the Molten Salt Fast Reactor) European project, Work-Package WP1, Deliverable D2.2 Grant Agreement number : 661891, 2017.
- [60] INSTITUT DE RADIOPROTECTION ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE (IRSN) : Accidents graves des réacteurs à eau de production d'électricité. Rapport IRSN 2008/98-FR, Fontenay-aux-Roses, France, 2008.
- [61] INSTITUT DE RADIOPROTECTION ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE (IRSN) : Examen des systèmes nucléaires de 4ème generation. Rapport IRSN, 2015.
- [62] RISK AND SAFETY WORKING GROUP (RSWG) : An integrated safety assessment methodology (ISAM) for generation iv nuclear systems. Rapport technique, GIF, 2011.
- [63] RISK et Safety Working Group (RSWG) : Guidance document for integrated safety assessment methodology (ISAM) (GDI). Rapport technique, GIF, 2014.
- [64] E. WATTELLE et L. AMMIRABILE : Proposal for a harmonized european methodology for the safety assessment of innovative reactors with fast neutron spectrum to be built in europe. SARGENIV project, Workpackage WP3, Deliverable 3.5, Contract n°295446, 2012.
- [65] Autorité de SÛRETÉ NUCLÉAIRE (ASN) : Conception des réacteurs à eau sous pression. Guide de l'ASN n° 22, 2017.
- [66] Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, article 1.3.
<https://www.legifrance.gouv.fr/affichTexte.do?cidTexte=JORFTEXT000025338573>.

BIBLIOGRAPHIE

- [67] Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, article 3.5.
<https://www.legifrance.gouv.fr/affichTexte.do?cidTexte=JORFTEXT000025338573>.
- [68] Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, article 3.6.
<https://www.legifrance.gouv.fr/affichTexte.do?cidTexte=JORFTEXT000025338573>.
- [69] T. Pinna et AL : Functional failure mode and effect analysis (FFMEA) for the DEMO cooling systems of the WCLL blanket model. Rapport technique EFDA_D_2JPQSG v1.0, EUROfusion, 2015.
- [70] A. Carpignano et AL. : Safety issues related to the intermediate heat storage for the EU DEMO. *Fusion Engineering and Design*, 1010-111:135–140, 2016.
- [71] A.-C. UGGENTI, D. GÉRARDIN, A. CARPIGNANO, S. DULLA, E. MERLE, D. HEUER, A. LAUREAU et M. ALLIBERT : Preliminary functional safety assessment for molten salt fast reactors in the framework of the SAMOFAR project. *In International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (PSA 2017)*, Pittsburgh, USA, 2017.
- [72] I.A. PAPAZOGLOU et O.N. ANEZIRIS : Master Logic Diagram : method for hazard and initiating event identification in process plants. *Journal of Hazardous Materials*, A97:11–30, 2003.
- [73] E. CLEMENT : Arbre analyste, 2013.
<http://www.arbre-analyste.fr/>.
- [74] Elsa MERLE-LUCOTTE : *Le cycle Thorium en réacteurs à sels fondus peut-il être une solution au problème énergétique du XXIème siècle ? Le concept de TMSR-NM*. Habilitation à diriger des recherches, Institut National Polytechnique de Grenoble-INPG, 2008.
- [75] P. R. KASTEN : The MOSEL-reactor-concept. *In Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy*, 1964.
- [76] GAT URI : Cooling concepts for a compact MOSEL (molten salt) reactor. *Nuclear Engineering and Design*, 5:113–122, 1967.
- [77] V. GHETTA, D. HEUER, E. MERLE-LUCOTTE et X. DOLIGEZ : Boucle en convection forcée pour l'étude du nettoyage en ligne de caloporteurs de type sel fondu. *In Proceedings of the Materiaux 2010 Conference*, Nantes, France, 2010.
- [78] T. AUGER, S. DELPECH et L. CASSAYRE : Corrosion in dynamic conditions. EVOL (Evaluation and Viability of Liquid fuel fast reactor system) European FP7 project, Work-Package WP4, Deliverable D4.4, Contract number : 249696, 2014.
- [79] F.-Y. OUYANG, C.-H. CHANG et J.-J. KAI : Long-term corrosion behaviors of hastelloy-N and hastelloy-B3 in moisture-containing molten FLiNaK salt environments. *Journal of Nuclear Materials*, 446(1-3):81–89, 2014.
- [80] L.C. OLSON, J.W. AMBROSEK, K. SRIDHARAN, M.H. ANDERSON et T.R. ALLEN : Materials corrosion in molten LiF–NaF–KF salt. *Journal of Fluorine Chemistry*, 130(1): 67–73, 2009.

BIBLIOGRAPHIE

- [81] W.R. GRIMES : Molten-salt reactor chemistry. *Nuclear Applications and Technology*, 8(2):137–155, 1970.
- [82] A. ROINE : *Outokumpu HSC chemistry for windows : chemical reaction and equilibrium software with extensive thermochemical database*. Outokumpu research OY, Pori, Finland.
- [83] THE SAGE DEVELOPERS : *SageMath, the Sage Mathematics Software System (Version 7.6)*, 2017. <http://www.sagemath.org>.
- [84] G. DURAN-KLIE : *Étude du comportement de l'uranium et de l'iode dans le mélange de fluorures fondus LiF-ThF₄ à 650 °C*. Thèse de doctorat, Université Paris-Saclay, 2017.
- [85] Ch.W. BALE, P. CHARTRAND, S.A. DEGTEROV, G. ERIKSSON, K. HACK, R.B. MAHFOUD, J. MELANÇON, A.D. PELTON et S. PETERSEN : Factsage thermochemical software and databases. *Calphad*, 26(2):189–228, 2002.
- [86] D. RODRIGUES : *Solvation du thorium par les fluorures en milieu sel fondu à haute température : application au procédé d'extraction réductrice pour le concept MSFR*. Thèse de doctorat, Université Paris-Saclay, 2015.
- [87] M.W. ROSENTHAL, R.B. BRIGGS et P.N. HAUBERNREICH : Molten salt reactor program semiannual progress report. Rapport ornl-4832, Oak Ridge National Laboratory (ORNL), Oak Ridge, Tennessee, 1971.
- [88] R.B. BRIGGS : Tritium in molten salt reactors. *Reactor Technology*, 14(4), 1971.
- [89] N. SOPPERA, M. BOSSANT et E. DUPONT : JANIS 4 : An improved version of the NEA java-based nuclear data information system. *Nuclear Data Sheets*, 120:294–296, 2014.
- [90] INSTITUT DE RADIOPROTECTION ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE (IRSN) : Restitution des travaux du groupe de réflexion « défense en profondeur tritium » sources de production et gestion du tritium produit par les installations nucléaires. Rapport DSU n°217, 2010.
- [91] AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE (ASN) : Le livre blanc du tritium. Groupes de réflexion menés de mai 2008 à avril 2010 sous l'égide de l'ASN et bilan annuel des rejets de tritium pour les installations nucléaires de base, 2016.
- [92] G.T. MAYS, A.N. SMITH et J.R. ENGEL : Distribution and behavior of tritium in the coolant-salt technology facility. Rapport ornl/tm-5759, Oak Ridge National Laboratory (ORNL), Oak Ridge, Tennessee, 1977.
- [93] A. LAUREAU, M. AUFIERO, P. RUBIOLO, E. MERLE-LUCOTTE et D. HEUER : Transient Fission Matrix : Kinetic calculation and kinetic parameters β_{eff} and λ_{eff} calculation. *Annals of Nuclear Energy*, 85:1035–1044, 2015.
- [94] A. LAUREAU, M. AUFIERO, P. RUBIOLO, E. MERLE-LUCOTTE et D. HEUER : Coupled neutronics and thermal-hydraulics transient calculations based on a fission matrix approach : application to the Molten Salt Fast Reactor. *In Joint International Conference on Mathematics and Computation, Supercomputing in Nuclear Applications and the Monte Carlo Method (M&C+ SNA+ MC 2015), Nashville, USA, 2015*.
- [95] H. JASAK, A. JEMCOV, Z. TUKOVIC *et al.* : OpenFOAM : A C++ library for complex physics simulations. *In International workshop on coupled methods in numerical dynamics*, volume 1000, pages 1–20. IUC Dubrovnik, Croatia, 2007.
- [96] D. ZHANG, Z.G. ZHAI, X.N. CHEN, S. WANG et A. RINEISKI : COUPLE, a coupled neutronics and thermal-hydraulics code for transient analyses of molten salt reactors. *In Transactions of American Nuclear Society Annual Meeting, Atlanta, USA, 2013*.

BIBLIOGRAPHIE

- [97] S. WANG, A. RINEISKI et W. MASCHKEK : Molten salt related extensions of the SIMMER-III code and its application for a burner reactor. *Nuclear engineering and design*, 236(14):1580–1588, 2006.
- [98] M. AUFIERO : *Development of advanced simulation tools for circulating fuel nuclear reactors*. Thèse de doctorat, Politecnico di Milano, Italie, 2014.
- [99] C. FIORINA, D. LATHOUWERS, M. AUFIERO, A. CAMMI, C. GUERRIERI, J.L. KLOOSTERMAN, L. LUZZI et M.E. RICOTTI : Modelling and analysis of the MSFR transient behaviour. *Annals of Nuclear Energy*, 64:485–498, 2014.
- [100] M. AUFIERO, A. CAMMI, O. GEOFFROY, M. LOSA, L. LUZZI, M.E. RICOTTI et H. ROUCH : Development of an openFOAM model for the Molten Salt Fast Reactor transient analysis. *Chemical Engineering Science*, 111:390–401, 2014.
- [101] A. LAUREAU : MSFR - étude des transitoires cinétique point "par zone". Stage, Phelma, Grenoble-INP, Laboratoire de Physique Subatomique et de Cosmologie(LPSC), Grenoble, 2011.
- [102] E. MERLE-LUCOTTE, D. HEUER, A. LAUREAU, M. BROVCHENKO, M. ALLIBERT, M. AUFIERO et P. RUBIOLO : Physical assessment of the load following and starting procedures for the Molten Salt Fast Reactor. *In International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2015)*, numéro 15450, pages 901–909, Nice, France, 2015.
- [103] A. LAUREAU, S. LORENZI, E. MERLE, D. HEUER, A. CAMMI, A. DI RONCO et D. GÉRARDIN : Development of a power plant simulator. SAMOFAR (A Paradigm Shift in Nuclear Reactor Safety with the Molten Salt Fast Reactor) European project, Work-Package WP1, Deliverable D1.3 Grant Agreement number : 661891, 2017.
- [104] M. ZANETTI, A. CAMMI, L. LUZZI, J. KŘEPEL et K. MIKITYUK : Extension of the FAST code system for the modelling and simulation of MSR dynamics. *In International Congress on Advances in Nuclear Power Plants "Nuclear Innovations for a Low-Carbon Future" (ICAPP 2015)*, Nice, France, 2015.
- [105] R. BARJON : *Physique des réacteurs nucléaires*. Institut des sciences nucléaires, 1993.
- [106] J.-F. SINI : *Cours de Mécanique des fluides*. Ecole centrale de Nantes, 2008.
- [107] F.P. INCROPERA, D.P. DEWITT, T.L. BERGMAN et A.S. LAVINE : *Principles of heat and mass transfer*. Wiley, Hoboken, NJ, 2017.
- [108] O. ZIKANOV : *Essential Computational Fluid Dynamics*. John Wiley & Sons, 2010.
- [109] P. REUSS : *Précis de neutronique*. EDP sciences, 2012.
- [110] A. LAUREAU, D. HEUER, E. MERLE-LUCOTTE, P. RUBIOLO, M. ALLIBERT et M. AUFIERO : Transient coupled calculations of the molten salt fast reactor using the Transient Fission Matrix approach. *Nuclear Engineering and Design*, 316:112–124, 2017.
- [111] D. HEUER, A. LAUREAU, E. MERLE-LUCOTTE, M. ALLIBERT et D. GERARDIN : A starting procedure for the msfr : Approach to criticality and incident analysis. *In International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2017)*, page 17219, 2017.
- [112] M. LESIEUR : *La turbulence*. Collection Grenoble sciences. Presses universitaires de Grenoble, 1994.

BIBLIOGRAPHIE

- [113] S. WANG, A. RINEISKI, R. LI, M. BROVCHENKO, E. MERLE-LUCOTTE, D. HEUER, A. LAUREAU, H. ROUCH, M. AUFIERO, C. CAMMI, A. Fiorina, C. GUERRIERI, M. LOSA, L. LUZZI, M. E. RICOTTI, J. L. KLOOSTERMAN, D. LATHOUWERS, E. van der LINDEN, B. MERK et U. ROHDE : Safety analysis - transient calculations. EVOL (Evaluation and Viability of Liquid fuel fast reactor system) European FP7 project, Work-Package WP2, Deliverable D2.6, Contract number : 249696, 2014.
- [114] I. UZIKOVA : Optimisation d'échanges de chaleur dans le réacteur MSFR. Stage, LPSC Grenoble, France, 2014.
- [115] INOPRO : Arrêt du MSFR : dynamique de la vidange du coeur, procédure d'arrêt. *In Atelier sûreté MSFR*. NEEDS, novembre 2014.
- [116] V. GHETTA, J. GIRAUD, P. RUBIOLO et M. TANO-RETAMALES : MSFR fuel salt conditions during typical draining transients. SAMOFAR (A Paradigm Shift in Nuclear Reactor Safety with the Molten Salt Fast Reactor) European project, Work-Package WP1, Deliverable D3.1 Grant Agreement number : 661891, 2017.
- [117] S. WANG, M. MASSONE, A. RINEISKI et E. MERLE-LUCOTTE : Analytical investigation of the draining system for a molten salt fast reactor. *In NUTHOS-11 : The 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operation and Safety Gyeongju, Korea*, October 2016.
- [118] K. BANERJEE et J.M. SCAGLIONE : Criticality safety analysis of as-loaded spent nuclear fuel casks. Rapport technique, Oak Ridge National Laboratory (ORNL), Oak Ridge, Tennessee, 2015.
- [119] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRC) : Standard review plan for spent fuel dry storage systems at a general license facility. NUREG 1536 Révision 1, 2010.
- [120] C. SEUVRE : Études de criticité pour le système de vidange du réacteur à sels fondus MSFR. Stage, Phelma, Grenoble-INP, Laboratoire de Physique Subatomique et de Cosmologie (LPSC), Grenoble, 2016.
- [121] Engineers EDGE :
https://www.engineersedge.com/heat_transfer/convective_heat_transfer_coefficients__13378.htm.
- [122] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE (AIEA) : Sûreté des centrales nucléaires : conception. Normes de sûreté de l'AIEA, Prescriptions de sûreté particulières SSR-2/1 (Rev.1), Vienne, Autriche, 2017.
- [123] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP (INSAG) : Defence in depth in nuclear safety. Insag-10, International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, Austria, 1996.
- [124] B. TARRIDE : *Physique, fonctionnement et sûreté des REP*. EDP Sciences, 2013.
- [125] D.G. HURST : *Canada enters the nuclear age, A technical history of Atomic Energy of Canada Limited*. Atomic Energy of Canada Limited, 1997.
- [126] CANADIAN NUCLEAR SAFETY COMMISSION : Nuclear power plant safety systems, 2016.
<http://nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/power-plants/nuclear-power-plant-safety-systems/index.cfm>.

BIBLIOGRAPHIE

- [127] M. VITKOVA, I. GORINOV et D. DACHEVA : Safety criteria for wet and dry spent fuel storage. *In International conference on WWER fuel performance, modelling and experimental support*, Albena, Bulgaria, 2006.
- [128] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE (AIEA) : Évaluation de la sûreté des installations et activités. Normes de sûreté de l'AIEA, Prescriptions générales de sûreté GSR Part 4 (Rev. 1), Vienne, Autriche, 2017.
- [129] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) : Format and content of the safety analysis report for nuclear power plants. IAEA Safety Standards series, Safety Guide GS-G-4.1, Vienna, Austria, 2004.
- [130] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) : Deterministic safety analysis for nuclear power plants. IAEA Safety Standards, Specific Safety Guide SSG-2, Vienna, Austria, 2009.
- [131] M. LAVÉRIE : Réglementation, options et critères de sûreté. Rapport technique, Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires, 1982.
- [132] G.L. FIORINI, P. LO PINTO et M. COSTA : The current CEA/DRN safety approach for the design and the assesement of future nuclear installations. *In 7th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 1999)*, Tokyo, Japan, 1999.
- [133] P. LO PINTO, L. COSTA, B. CARLUEC, P. QUELLIEN, S. BEILS et L. BOURGUE : Astrid safety design : Progress on prevention of severe accident. *In International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles : Next Generation Nuclear Systemes for Sustainable Development (FR17)*, Yekaterinburg, Russian Federation, 2017.
- [134] M. COSTA et G.L. FIORINI : Application of the safety method of the lines of defence for two ITER accidents. *Fusion Engineering and Design*, 51-52:515–526, 2000.
- [135] M. COSTA : Safety classification of the ITER fusion power shutdown system and resulting safety requirements. *Fusion Engineering and Design*, 54:361–374, 2001.
- [136] E. MONTANET : Dimensionnement du réservoir de vidange d'urgence du MSFR. Stage, Laboratoire de Physique Subatomique et de Cosmologie (LPSC), Grenoble, 2017.
- [137] M. ALLIBERT, S. DELPECH, D. GÉRARDIN, D. HEUER, A. LAUREAU et E. MERLE : Proposition de feuille de route S-MSFR (Small Molten Salt Fast Reactor). Rapport technique, 2016.
- [138] E. MERLE : SAMOFAR WP1 system code - static version. *In 6th SAMOFAR Meeting*, Saclay, France, 2017.

Résumé

Les travaux réalisés pendant cette thèse portent sur l'étude de la sûreté du réacteur à sels fondus MSFR et incluent à la fois des méthodes d'analyse de risques et des calculs déterministes de sûreté et de design. Ce travail s'inscrit dans le cadre du projet européen SAMOFAR. Le MSFR est un réacteur régénérateur à spectre neutronique rapide qui fonctionne en cycle thorium dans sa configuration de référence, établie en début du projet SAMOFAR. Il a été sélectionné par le Forum International Génération IV pour son potentiel prometteur. Comme tout réacteur nucléaire de quatrième génération, il doit répondre à différentes contraintes dont une sûreté optimale. Celle-ci doit être étudiée dès le stade de conception afin d'être intégrée au design lors de sa définition plutôt qu'ajoutée *a posteriori*. En raison de ses spécificités, en particulier l'état liquide du combustible, et du stade préliminaire de son design, l'analyse de sûreté du MSFR nécessite l'utilisation de méthodologies d'analyse de sûreté adaptées et technologiquement neutres. Dans cette thèse, une telle méthodologie a été développée et une première application au MSFR réalisée. Elle a notamment permis d'identifier les événements initiateurs d'accident de ce réacteur et d'élaborer une liste resserrée d'événements à traiter dans la suite de l'analyse de sûreté. D'autre part, un nouveau code système a été développé pour les études de sûreté. Il est basé sur la diffusion neutronique, prend en compte le transport des précurseurs de neutrons retardés et la puissance résiduelle du combustible. Il a été utilisé pour simuler les transitoires associés à certains des événements initiateurs et évaluer leurs conséquences pour définir, par la suite, des systèmes de protection adaptés. Ce travail a confirmé l'importance d'un dispositif spécifique au MSFR, le système de vidange d'urgence, permettant de vidanger le combustible en cas d'accident en cœur. Des études paramétriques ont été menées afin de dimensionner ce système avec pour objectif d'assurer l'évacuation de la chaleur résiduelle du combustible et sa sous-criticité en toutes circonstances. Enfin, une première ébauche de l'architecture de sûreté du réacteur a été proposée incluant l'identification des systèmes de protection et la définition des barrières de confinement. Les études de sûreté ont permis de faire des retours sur le design initialement défini. Ils incluent l'ajout de composants, des propositions de design alternatifs, et soulignent les manques de connaissance sur certains phénomènes ou procédures. L'analyse de sûreté réalisée remplit ainsi son objectif principal : guider le design du réacteur dès sa conception afin d'en améliorer la sûreté.

Abstract

This PhD thesis focuses on the study of the Molten Salt Fast Reactor (MSFR) safety. It includes risk analysis methods and deterministic computations for the safety and the design of the reactor. This work was performed in the frame of the SAMOFAR European project. The MSFR is an iso-breeder reactor with a fast neutron spectrum. In its reference configuration, defined at the beginning of the SAMOFAR project, it works with the thorium fuel cycle. The MSFR was selected by the Generation IV international forum for its promising features. As any fourth-generation reactor, it has to meet high level requirements including an improved safety. Thus, safety studies should be performed from the early design phases to achieve a safety that is built-in the design rather than added-on. Because of the unique characteristics of the MSFR, including a liquid circulating fuel, and its preliminary design phase, the safety assessment of the reactor should rely on adapted and technology-neutral methodologies. In this PhD, such a methodology was developed and a first application to the MSFR was carried on. It allowed to identify the initiating events of the reactor and to elaborate a restricted list of events to be studied in the next steps of the safety analysis. Furthermore, a new system code was developed for the safety studies. It is based on neutronic diffusion and takes into account the movement of the delayed neutrons precursors and the production of the residual heat in the fuel. It was used to simulate the transients associated to some of the identified initiating events with the objective to evaluate their consequences and the need for adequate protection systems. This work confirmed the importance of a device that is specific to the MSFR: the emergency draining system (EDS). It allows to drain the fuel in case of accident in the core. Parametric studies were then carried on for the sizing of the EDS with the objective to ensure the evacuation of the residual heat and the sub-criticality of the system under any circumstances. Finally, a first version of the safety architecture was proposed with the identification of the protection systems and the definition of the confinement barriers. Thanks to the safety studies, feedbacks on the initial design were made to enhance the safety the reactor. They include the addition of new components, the modification of some systems and they highlight the lack of knowledge on some phenomena or procedure. In that respect, the safety analysis fulfil its main objective: to influence the design of the reactor since its conception in order to improve its safety.