

REPUBLIQUE ALGERIENNE DEMOCRATIQUE ET POPULAIRE
Ministère de l'Enseignement Supérieur et de la Recherche Scientifique
Ecole Nationale Polytechnique



Département de Génie Mécanique
Centre de Recherche Nucléaire de Draria

Mémoire de projet de fin d'études

Pour l'obtention du diplôme d'ingénieur d'état en Génie Mécanique

Analyse énergétique et de sûreté des transitoires dans un réacteur nucléaire de recherche utilisant un combustible à plaques.

Hocine Hadjer

Présenté et soutenu publiquement le 06/07/2023

Composition du Jury :

Président de jury :	M.BENBRAÏKA Mohamed	MA-A	ENP
Encadreur :	M. SIDI ALI Kamel	Chercheur Expert	CRND
Co-Encadreur :	M. SMAILI Arezki	Professeur	ENP
Examineur :	M.BOUHELAL Abdelhamid	MC-A	ENP

REPUBLIQUE ALGERIENNE DEMOCRATIQUE ET POPULAIRE
Ministère de l'Enseignement Supérieur et de la Recherche Scientifique
Ecole Nationale Polytechnique



Département de Génie Mécanique
Centre de Recherche Nucléaire de Draria

Mémoire de projet de fin d'études

Pour l'obtention du diplôme d'ingénieur d'état en Génie Mécanique

Analyse énergétique et de sûreté des transitoires dans un réacteur nucléaire de recherche utilisant un combustible à plaques.

Hocine Hadjer

Présenté et soutenu publiquement le 06/07/2023

Composition du Jury :

Président de jury :	M.BENBRAÏKA Mohamed	MA-A	ENP
Encadreur :	M. SIDI ALI Kamel	Chercheur Expert	CRND
Co-Encadreur :	M. SMAILI Arezki	Professeur	ENP
Examineur :	M.BOUHELAL Abdelhamid	MC-A	ENP

تعتمد سلامة مفاعل نووي بشكل أساسي على سلامة تشغيل دائرة التبريد. أي فشل في هذا المستوى قد يعرض سلامة المفاعل للخطر. واحدة من المشاكل الشائعة التي يمكن أن تؤدي إلى مثل هذا الفشل هي انسداد تدفق السائل في قنوات التبريد. من أجل فهم هذه الظاهرة بشكل أفضل، تم إجراء دراسة لفحص عملية تشغيل المفاعل في ظروفه العادية وكذلك الحوادث المتعلقة بالانسداد. تم حساب تطور المعلمات الحرارية والهيدروليكية أولاً لعملية تشغيل المفاعل في الحالة الثابتة. في الأثناء، تمت محاكاة أربعة تكوينات مختلفة للانسداد تمثل ٨٠ ٪ من مساحة مقطع القناة بدون أي أنظمة حماية. كان الهدف هو تحديد أكثر تكوين للانسداد غير موثوق. بالإضافة إلى ذلك، تم إجراء محاكاة لدراسة خصائص التدفق في الحالة الانتقالية، مع مراعاة وجود أنظمة الحماية، من أجل تحليل إخلاء الحرارة الباقية أثناء حدوث انسداد.

الكلمات المفتاحية : مفاعل نووي للأبحاث، انسداد، الغليان نووي ، وقود لوجي ، CFD .

Abstract

The safety of a nuclear reactor relies primarily on the proper functioning of the cooling circuit. Any failure at this level can cause a damage at the integrity of the reactor. A common problem that can lead to such failure is the blockage of flow in the cooling channels. In order to better understand this phenomenon, a study was conducted to examine the normal operation of the reactor as well as blockage-related accidents. The evolution of thermohydraulic parameters was initially calculated for the steady-state operation of the reactor. Subsequently, different blockage configurations representing 80% of the channel cross-section were simulated without any protection systems. The objective was to determine the most unfavorable blockage configuration. Furthermore, simulations were performed to study the flow properties in transient mode, taking into account the presence of protection systems, in order to analyze the evacuation of residual heat during a blockage.

Keywords : Research nuclear reactor, Blockage, Nucleate boiling, Fuel plate, CFD.

Résumé

La sûreté d'un réacteur nucléaire dépend principalement du bon fonctionnement du circuit de refroidissement. En effet, toute défaillance à ce niveau peut endommager l'intégrité du réacteur. Un problème courant qui peut entraîner une telle défaillance est le blocage de l'écoulement dans les canaux de refroidissement. Afin de mieux comprendre ce phénomène, une étude a été réalisée pour examiner le fonctionnement normal du réacteur ainsi que les accidents liés au blocage. L'évolution des paramètres thermohydrauliques a été calculée pour le fonctionnement stationnaire du réacteur en premier lieu. Par la suite, configurations différentes de blocage, représentant 80% de la section du canal, ont été simulées en l'absence de protection. L'objectif était de déterminer la configuration de blocage la plus défavorable. De plus, des simulations ont été effectuées pour étudier les propriétés de l'écoulement en mode transitoire, en tenant compte des systèmes de protection, afin d'analyser l'évacuation de la chaleur résiduelle lors d'un blocage.

Mots-clés : Réacteur nucléaire de recherche, Blocage, Crise d'ébullition, combustible plaque, CFD.

Remerciements

Je tiens à exprimer ma sincère gratitude envers Dr.SIDI ALI Kamel pour son soutien précieux tout au long de ce projet. Ses conseils éclairés et sa disponibilité ont été d'une aide inestimable dans l'avancement de travail. Je suis reconnaissante d'avoir bénéficié de son encadrement attentif, qui a grandement contribué à ma réussite dans ce projet.

Mes remerciements vont également à Mr.SMAILI pour ses enseignements précieux qui m'ont permis d'acquérir les compétences et connaissances nécessaires pour pour accomplir ce projet de fin d'études.

Je remercie également les membres du jury, Mr.BENBRAIKA Mohamed et Mr.BOUHELAL Abdelhamid qui ont bien voulu examiner ce travail et à cet égard je leur présente mes profond respects et gratitude.

Je souhaite exprimer ma reconnaissance à l'ensemble des professeurs qui m'ont guidé, éduqué et soutenu tout au long de mon parcours académique.

Enfin, je suis éternellement reconnaissante envers ma précieuse famille et mes proches qui m'ont soutenu, encouragé et motivé tout au long de mon parcours universitaire.

Dédicaces

À mes parents, qui m'ont toujours soutenu et encouragé, je leur dois une gratitude profonde.

À mes précieuses sœurs, qui ont toujours été un soutien inconditionnel pour moi.

A tous les membres de ma famille et mes amies qui m'ont soutenu et encouragé.

Table des matières

Table des figures

Liste des abréviations

Nomenclature

Introduction générale 14

1 Généralités sur les réacteurs nucléaires de recherche, les accidents nucléaires et l'analyse de sûreté 16

1.1 Introduction 17

1.2 Présentation des réacteurs nucléaires de recherche 17

1.3 Fonctionnement d'un réacteur nucléaire de recherche 17

1.3.1 Le cœur et le combustible 18

1.3.2 Le circuit de refroidissement 21

1.3.3 L'enceinte de confinement 21

1.4 Les accidents nucléaires 22

1.4.1 RIA (Reactivity Insertion Accident) Accident d'insertion de réactivité 22

1.4.2 LOCA (Loss of Coolant Accident) Accident la perte du fluide de refroidissement 22

1.4.3 LOFA (Loss of Flow Accident) Accident de perte de débit 22

1.5 Analyse de sûreté 23

1.5.1 L'apparition de l'ébullition nucléée (ONB, Onset of Nucleate Boiling) 24

1.5.2 La crise d'ébullition (DNB, Departure of Nucleate Boiling) 24

1.5.3 L'apparition d'instabilité de l'écoulement (OFI, Onset of Flow Instability) 25

1.6 Étude bibliographique 26

1.7 Conclusion 28

2 Mise en équation thermohydraulique d'un canal de refroidissement d'un réacteur nucléaire de recherche 29

2.1 Introduction : 30

2.2 Les caractéristiques du réacteur nucléaire de recherche de 2MW 30

2.3 Les équations gouvernantes de l'écoulement dans un canal de refroidissement : 30

2.3.1 Principe de conservation de la masse : 31

2.3.2 Principe de conservation de la quantité de mouvement : 31

2.3.3 Principe de conservation de l'énergie : 32

2.4 Modèle de conduction thermique du combustible 32

2.5 Modèle de la turbulence 33

2.6 La source de chaleur 34

2.6.1 Fonctionnement normal 34

2.6.2 Arrêt du réacteur 35

2.7	Évaluation des paramètres de sûreté nucléaire	35
2.7.1	Apparition de l'ébullition nucléée (ONB : Onset of Nucleate Boiling)	35
2.7.2	La crise d'ébullition (DNB) :	37
2.7.3	Apparition d'instabilité de l'écoulement (OFI) :	37
2.8	Conclusion	38
3	Analyse thermohydraulique 3D d'un canal du coeur d'un réacteur nucléaire de recherche à l'état stationnaire	39
3.1	Introduction	40
3.2	Mise en équation :	40
3.3	Élaboration de la géométrie	41
3.4	Création du maillage	43
3.4.1	Elaboration du maillage	43
3.4.2	Convergence du maillage	44
3.5	Source de chaleur	44
3.6	Applications et résultats	44
3.6.1	Profil de vitesse	45
3.6.2	Profil de température :	46
3.6.3	Analyse de sûreté	47
3.7	Conclusion	49
4	Analyse 3D de quatre différentes configurations de blocage sans protection	50
4.1	Introduction	51
4.2	Modélisation des configurations du blocage :	51
4.2.1	Réalisation des géométries :	51
4.3	Création du maillage	55
4.3.1	Convergence de maillage	55
4.4	Elaboration du maillage	56
4.5	Application et analyse des résultats	57
4.5.1	Source de chaleur	57
4.5.2	Résultats du blocage à l'entrée du canal	57
4.5.3	Resultats du blocage à la sortie du canal	59
4.5.4	Résultats du blocage par une cassure	62
4.5.5	Résultats du blocage par un flambage	64
4.5.6	Analyse de sûreté	66
4.6	Marges de sûreté	67
4.7	Conclusion	68
5	Étude d'un transitoire 3D d'un blocage à l'entrée du canal avec protection	69
5.1	Introduction	70
5.2	Analyse d'un accident du blocage avec protection	70
5.2.1	La chaleur résiduelle	70
5.2.2	Mise en equation	70
5.2.3	Source de chaleur	71
5.3	Application et résultats	71
5.3.1	Profil de la chaleur résiduelle	71
5.3.2	Profil de température de la gaine	72
5.3.3	Profil de température du fluide de refroidissement	73
5.3.4	Profil de la vitesse et la chute de pression	75
5.4	Analyse de sûreté	76

5.4.1	Apparition d'ébullition nucléée	76
5.4.2	Crise d'ébullition nucléée	77
5.4.3	Apparition d'instabilité d'écoulement	78
5.5	Conclusion	79
Conclusion générale		80
Bibliographie		81
Annexes		83
A	Étape de la simulation de l'écoulement à l'état stationnaire sans accident	84
B	Étape de la simulation du blocage sans protection	90
C	Étape de la simulation du blocage avec protection	91
D	Table de propriété thermohydraulique de l'eau saturé	94

Table des figures

1.1	Schéma d'un réacteur nucléaire de recherche type piscine.	18
1.2	Réaction de fission	18
1.3	Schéma de coeur d'un réacteur nucléaire.	19
1.4	Les éléments combustibles cylindriques	19
1.5	Les éléments combustibles sous forme plaques planes	19
1.6	Circuit de refroidissement d'un réacteur nucléaire de recherche	20
1.7	Emplacement des barres de controle dans le coeur du réacteur nucléaire.	20
1.8	Circuit de refroidissement d'un réacteur nucléaire de recherche	21
1.9	Schéma du blister de la gaine en alliage d'aluminium.	23
1.10	Mécanisme du transfert de chaleur en ébullition nucléée; F : fil chauffant, FL : zone de liquide surchauffé.	24
1.11	Crise d'ébullition obtenue par arrêt de l'ébullition nucléée. CL : coeur de liquide, FV : film de vapeur.	25
1.12	Crise d'ébullition obtenue par assèchement de la paroi. CV : coeur de vapeur, FL : film de liquide, GL : gouttelettes de liquide.	25
2.1	Écoulement du caloporteur entre les deux plaques	31
2.2	Transfert de chaleur par conduction.	33
3.1	Les composants des plaques combustibles.	41
3.2	Géométrie réalisé	41
3.3	Géométrie du canal en 3D.	42
3.4	La vue de la géométrie dans le plan (XZ).	42
3.5	La vue de la géométrie dans les plans (XY) et (YZ).	42
3.6	Vue de maillage dans le plan (XZ).	43
3.7	Vue de maillage dans le plan (yZ).	43
3.8	Vue de maillage DANS le plan (XY).	43
3.9	Evolution de la température maximale de la gaine suivant le nombre des mailles.	44
3.10	Profil de vitesse de l'écoulement suivant la largeur du canal.	45
3.11	Profil de vitesse de l'écoulement suivant l'épaisseur du canal.	45
3.12	Distribution de la température de la chaire, de la gaine et du fluide de refroidissement.	46
3.13	Évolution de la température de la chaire, de la gaine et du fluide de refroidissement le long du canal.	46
3.14	Évolution de la température d'ONB le long du canal.	47
3.15	Évolution des rapports de sûreté le long du canal.	48
4.1	Blocage à l'entrée	51
4.2	Blocage à la sortie	51
4.3	Blocage au milieu avec une cassure	52
4.4	Blocage au milieu avec un flambage.	52
4.5	Entrée et la sortie du canal pour la configuration du blocage à l'entrée.	52
4.6	Entrée et la sortie du canal pour la configuration du blocage à la sortie.	53

4.7	Entrée, milieu et la sortie du canal pour la configuration d'une cassure. . .	53
4.8	Entrée, milieu et la sortie du canal pour la configuration d'un flambage. . .	53
4.9	Vue globale des quatre configurations sur ANSYS.	54
4.10	Le maillage généré sur l'entrée et la sortie du canal pour le blocage à l'entrée.	56
4.11	Le maillage généré sur l'entrée et la sortie du canal pour le blocage à la sortie.	56
4.12	Le maillage généré sur l'entrée, milieu et à la sortie du canal pour la confi- guration du cassure	56
4.13	Le maillage généré sur l'entrée, milieu et à la sortie du canal pour la confi- guration du flambage.	57
4.14	Contours de températures de la gaine du fluide, de la vitesse et de la chute de pression pour le blocage à l'entrée.	57
4.15	Profil de température de la gaine déformée, la gaine non déformée et du fluide de refroidissement	58
4.16	Profil de vitesse du fluide de refroidissement le long du canal.	59
4.17	Profil de chute de pression du fluide de refroidissement le long du canal. . .	59
4.18	Contour de température de la gaine et le fluide, la vitesse et la pression du fluide.	60
4.19	Profil de température de la gaine et du fluide de refroidissement le long du canal.	60
4.20	Profil de vitesse du fluide de refroidissement le long du canal.	61
4.21	Profil de chute de pression du fluide de refroidissement le long du canal. . .	61
4.22	Contour de température de la gaine et le fluide, la vitesse et la pression du fluide.	62
4.23	Profil de température de la gaine et du fluide de refroidissement.	62
4.24	Profil de vitesse du fluide de refroidissement le long du canal.	63
4.25	Chute de pression du fluide de refroidissement le long du canal.	64
4.26	Contour de température de la gaine et le fluide, la vitesse et la pression du fluide.	64
4.27	Profil de température de la gaine et du fluide de refroidissement le long du canal.	65
4.28	Profil de vitesse du fluide de refroidissement le long du canal.	66
4.29	Profil de pression du fluide de refroidissement le long du canal.	66
4.30	Évolution des rapports de sûreté lors du blocage le long du canal.	67
5.1	Configuration du blocage simulé	71
5.2	Évolution de la chaleur résiduelle en fonction du temps.	72
5.3	Contour de température de la gaine le long du canal et à chaque pas de temps	72
5.4	Profil de la température de la gaine le long du canal en fonction du temps.	73
5.5	Contour de température du fluide de refroidissement le long du canal et à chaque pas de temps	74
5.6	Profil de la température du fluide de refroidissement le long du canal en fonction du temps.	74
5.7	Contour de la vitesse et la chute de pression du fluide le long du canal. . .	75
5.8	Profil de la vitesse et la chute de pression du fluide le long du canal. . . .	76
5.9	L'évolution de rapport ONBR le long du canal en fonction de temps. . . .	77
5.10	L'évolution de rapport DNBR le long du canal en fonction de temps. . . .	78
5.11	L'évolution de rapport OFIR le long du canal en fonction de temps. . . .	78
A.1	Configuartion générale.	84
A.2	Modèle d'énergie.	84

A.3	Modèle de turbulence.	85
A.4	Propriétés de l'eau liquide.	85
A.5	Propriétés d'aluminium	85
A.6	Propriétés d'uranium.	86
A.7	Conditions sur la chaire.	86
A.8	UDF définie le flux de chaleur.	86
A.9	Conditions sur la gaine.	87
A.10	Conditions sur le fluide de refroidissement.	87
A.11	Conditions sur la vitesse d'entrée du canal	87
A.12	Conditions sur la température d'entrée du canal	88
A.13	Conditions sur la sortie du canal.	88
A.14	Méthode de résolution.	88
A.15	Erreurs résiduelle.	89
A.16	Initialisation	89
A.17	Lancement des calculs.	89
B.1	Conditions sur l'entrée du canal	90
C.1	Configuration générale d'un transitoire.	91
C.2	UDF du flux de chaleur utilisé pour la simulation transitoire.	92
C.3	Algorithme de calcul en transitoire.	92
C.4	Lancement des calculs en transitoire.	93
D.1	Table des propriétés thermohydraulique de l'eau saturé.	94

Liste des abréviations

CFD	Computational Fluid Dynamics
DNB	Departure of Nucleate Boiling
DNBR	Departure of Nucleate Boiling Ratio
FLOFA	Fast loss of flow accident
FPTN	Nombre totale des plaques
LOCA	Loss Of Coolant Accident
LOFA	Loss Of Flow Accident
MDNBR	Minimum Departure of Nucleate Boiling Ratio
MOFIR	Minimum Onset of Flow Instability Ratio
MONBR	Minimum Onset of Nucleate Boiling Ratio
Nu	Nombre de Nusselt
OFI	Onset of Flow Instability
OFIR	Onset of Flow Instability Ratio
ONB	Onset of Nucleate Boiling
ONBR	Onset of Nucleate Boiling Ratio
Pr	Nombre de prandtl
Re	Nombre de Reynolds
RIA	Reactivity Insertion Accident
RNR	Réacteur nucléaire de recherche
SLOFA	Slow loss of flow accident
SST	Shear Stress Transport
UDF	User-defined Function

Nomenclature

g	Gravité(m/s^2)
V	Vitesse (m/s)
Δp	Chute de pression (Pa)
Γ_ω	Diffusivité effective de ω (m^2/s)
Γ_K	Diffusivité effective de k (m^2/s)
μ	Viscosité dynamique du fluide (kg/m.s)
ω	Taux spécifique de dissipation (1/s)
$\bar{\bar{\tau}}$	Tenseur des contraintes visqueuses ($kg/m.s^2$)
ρ	Masse volumique (kg/m^3)
ρ_f	Masse volumique de la chaire (kg/m^3)
ρ_c	Masse volumique de la gaine (kg/m^3)
\tilde{G}_K	Génération d'énergie cinétique turbulente
A_m	Section transversale de la chaire (m^2)
C_p	Capacité thermique à pression constant (J/kg.°C)
C_{p_c}	Capacité thermique à pression constant de la gaine (J/kg.°C)
C_{p_f}	Capacité thermique à pression constant de la chaire (J/kg.°C)
D_ω	Diffusion croisée
D_{he}	Diamètre équivalent de chauffée (m)
D_h	Diamètre hydraulique (m)
E	Energie (J)
F_{ax}	Facteur axiale
F_{rad}	Facteur radiale
G	Débit massique (kg/s)
G_ω	Génération de ω
h	Coefficient de convection thermique ($W/m^2.C$)
H_e	Hauteur extrapolé (m)
h_j	Coefficient de convection thermique d'un espèce ($W/m^2.C$)
K	Énergie cinétique turbulente (km^2/s^2)
k	Coefficient de conduction thermique ($W/m^2.C$)

k_c	Coefficient de conduction thermique de la gaine ($W/m^2.C$)
k_f	Coefficient de conduction thermique de la chaire ($W/m^2.C$)
L_h	Longueur active de la chauffée (m)
p	Pression (Pa)
$P(t)$	Puissance résiduelle (W)
P_0	Puissance du réacteur avant l'arrêt (W)
P_t	Puissance totale (W)
q	Flux de chaleur (W/m^2)
q'	Puissance spécifique (W/m^3)
q'_a	Puissance linéique moyenne (W/m^3)
q'_c	Puissance linéique maximale (W/m^3)
Q_{cr}	Flux de chaleur critique sous DNB (W/m^2)
Q_{FI}	Flux de chaleur critique sous l'OFI (W/m^2)
Q_{ONB}	Flux de chaleur générer sous l'ONB W/m^2
S_ω	Terme source de ω
S_K	Terme source de k
T	Température ($^{\circ}C$)
t	Temp (s)
t	Temps de fonctionnement du réacteur avant l'arrêt
T_c	Température de la gaine ($^{\circ}C$)
T_f	Température de la chaire ($^{\circ}C$)
T_w	Température de la paroi de la gaine ($^{\circ}C$)
t_{ch}	Épaisseur du canal (m)
T_{in}	Température de fluide à l'entrer du canal ($^{\circ}C$)
T_{ONB}	Température du fluide caloporteur au point ONB ($^{\circ}C$)
T_{sat}	Température de saturation du fluide caloporteur ($^{\circ}C$)
V	Vitesse d'écoulement (m/s)
w	Largeur de la plaque (m)
W_T	Débit totale (m^3/h)
w_h	Largeur de la chaire (m)
Y_ω	Dissipation de ω
y_c	Épaisseur de la gaine m
y_f	Épaisseur de la chaire m
Y_k	Dissipation de k

Introduction générale

Un réacteur nucléaire de recherche est un dispositif conçu pour produire et maintenir une réaction nucléaire contrôlée. Contrairement aux réacteurs de puissance utilisés dans les centrales nucléaires, les réacteurs de recherche sont généralement de taille plus petite et leur principale fonction est d'étudier les propriétés des matériaux et des combustibles nucléaires, ainsi que de mener des expériences pour développer de nouvelles technologies et de produire des isotopes médicaux. Le refroidissement du réacteur est l'un des aspects les plus critiques de la sûreté nucléaire, car un mauvais fonctionnement du système de refroidissement peut entraîner une augmentation rapide de la température du réacteur, mettant en danger l'intégrité du réacteur lui-même. Donc l'importance du refroidissement réside dans sa capacité à maintenir la température du cœur à un niveau sûr, en évacuant la chaleur produite par les réactions nucléaires durant les différents modes de fonctionnement de réacteur.

Dans cette étude on a évalué la sûreté nucléaire d'un réacteur nucléaire de recherche lors d'un accident de blocage du canal de refroidissement. Le travail est organisé en chapitres suivants :

Dans le premier chapitre, une description générale des réacteurs nucléaires de recherche a été présentée, en incluant leur classification, leur fonctionnement et les principaux composants du réacteur nucléaire. Les différents types d'accidents ont également été définis, tels que l'accident LOFA , avec ces variantes telles que SLOFA, FLOFA, ainsi que le blocage provoqué par le gonflement des plaques combustibles, qui sera l'objet principal de notre étude ultérieure.

L'analyse de sûreté a été abordée, reposant sur la définition des marges de sûreté pour prévenir l'apparition de phénomènes thermohydrauliques critiques dans les canaux de refroidissement, apparition de l'ébullition nucléée , la crise d'ébullition et l'apparition d'instabilité d'écoulement .

Le deuxième chapitre est consacré à la formulation des équations thermohydrauliques d'un canal chaud d'un réacteur nucléaire de recherche de 2 MW. Nous avons défini le modèle mathématique de l'écoulement, comprenant l'équation de conservation de la masse, l'équation de conservation de la quantité de mouvement et l'équation de conservation de l'énergie. De plus, nous avons présenté l'équation générant le flux de chaleur pour différents modes de fonctionnement, ainsi que l'évaluation des paramètres pour l'analyse de sûreté lors de situations de fonctionnement accidentelles.

Le chapitre trois vise à étudier l'écoulement du fluide de refroidissement à travers un canal chaud d'un réacteur nucléaire de recherche fonctionnant à une puissance de 2 MW à l'état stationnaire, en utilisant les CFD (Computational Fluid Dynamics). La géométrie est élaborée grâce à ANSYS FLUENT, suivie de la création du maillage. On a ainsi pu présenter les profils de température du chaire, de la gaine et du fluide de refroidissement. Les profils de température sont essentiels pour déterminer les marges de sûreté du réac-

teur nucléaire lors de son fonctionnement normal.

Dans le quatrième chapitre, une étude a été réalisée pour évaluer le blocage à 80% d'un canal sans protection en mode stationnaire. Quatre différentes configurations de canal thermohydraulique ont été testées afin de trouver le scénario de blocage le plus défavorable, susceptible de compromettre l'intégrité du réacteur nucléaire. Les résultats ont été présentés sous forme de variations des paramètres thermohydrauliques tels que la vitesse, la pression et la température des différents composants. De plus, une analyse de sûreté a été effectuée en évaluant l'apparition de l'ébullition nucléée ONB.

Dans le dernier chapitre, nous avons étudié le cas le plus défavorable de blocage de débit avec protection en mode transitoire. L'objectif de cette analyse était de suivre l'évacuation de la chaleur résiduelle après l'arrêt du réacteur, lorsque le débit diminue de 80% sur une période de 15 secondes. Les résultats présentent l'évolution de la température de la gaine et du fluide de refroidissement lors de la dissipation de la chaleur. De plus, une analyse de sûreté a été réalisée pour évaluer la possibilité de produire une crise d'ébullition DNB.

A la fin de ce mémoire une conclusion générale et les perspectives sont présentées.

Chapitre 1

Généralités sur les réacteurs nucléaires
de recherche, les accidents nucléaires et
l'analyse de sûreté

1.1 Introduction

Les réacteurs nucléaires de recherche sont des installations principalement utilisées à des fins scientifiques et techniques. Leur utilisation courante comprend des expériences en physique nucléaire, en science des matériaux, la production de radio-isotopes à des fins médicales et de recherche, ainsi que le développement de technologies de réacteurs. Contrairement aux réacteurs de puissance, les réacteurs de recherche présentent une plus grande variabilité dans leur conception (Ordenez, 2013).

Ce chapitre présente une description générale des réacteurs nucléaires de recherche, leur classification en fonction de la puissance générée et leur mode de fonctionnement. Les accidents nucléaires tels que accident d'insertion de réactivité (RIA), Accident de perte du fluide de refroidissement (LOCA) et Accident de perte de débit (LOFA) seront ensuite examinés. De plus, le principe de l'analyse de sûreté nucléaire et les phénomènes thermohydrauliques qui déterminent les marges de sûreté nucléaire seront abordés.

1.2 Présentation des réacteurs nucléaires de recherche

L'utilisation des réacteurs nucléaires de recherche varie en fonction de la puissance générée et de leur domaine d'application.

D'abord, il y a des réacteurs principalement utilisés pour valider les codes informatiques utilisés dans le calcul des neutrons. Une fois que ces codes ont été ajustés, ils sont utilisés pour effectuer des calculs de neutrons pour des réacteurs de plus grande puissance. La puissance de ces réacteurs varie de quelques milliwatts à quelques kilowatts.

Ensuite, il y a des réacteurs utilisés pour la formation d'ingénieurs, de techniciens et d'opérateurs nucléaires. Leur puissance peut varier de quelques watts à plusieurs mégawatts.

Certains réacteurs sont destinés à la production d'isotopes radioactifs d'éléments chimiques par irradiation. Les réacteurs de recherche utilisés à cette fin ont généralement une puissance allant de quelques mégawatts à plusieurs dizaines de mégawatts.

Des faisceaux de neutrons extrêmement étroits ont été développés pour le traitement du cancer, connu sous le nom de thérapie de capture de neutrons par le bore (BNCT). Les faisceaux de neutrons nécessaires à cette application sont produits dans des réacteurs de recherche d'une puissance allant de quelques mégawatts à plusieurs dizaines de mégawatts.

L'irradiation de matériaux dans des champs de neutrons intenses est couramment utilisée pour évaluer leur comportement dans les centrales nucléaires. Ces réacteurs de recherche, appelés réacteurs d'irradiation, ont une puissance de plusieurs dizaines de mégawatts, certains dépassant même les 100 MW.

1.3 Fonctionnement d'un réacteur nucléaire de recherche

Les réacteurs de recherche destinés à la production de neutrons pour l'irradiation de matériaux ou pour les expériences de physique fondamentales nécessitent un accès facile pour l'expérimentation en cœur ou à l'extérieur du cœur, pour cela on utilisera des réacteurs

fonctionnant à basse pression et plongés dans une piscine (Réacteur type piscine) Montré dans la figure(1.1). Delhaye (2008)

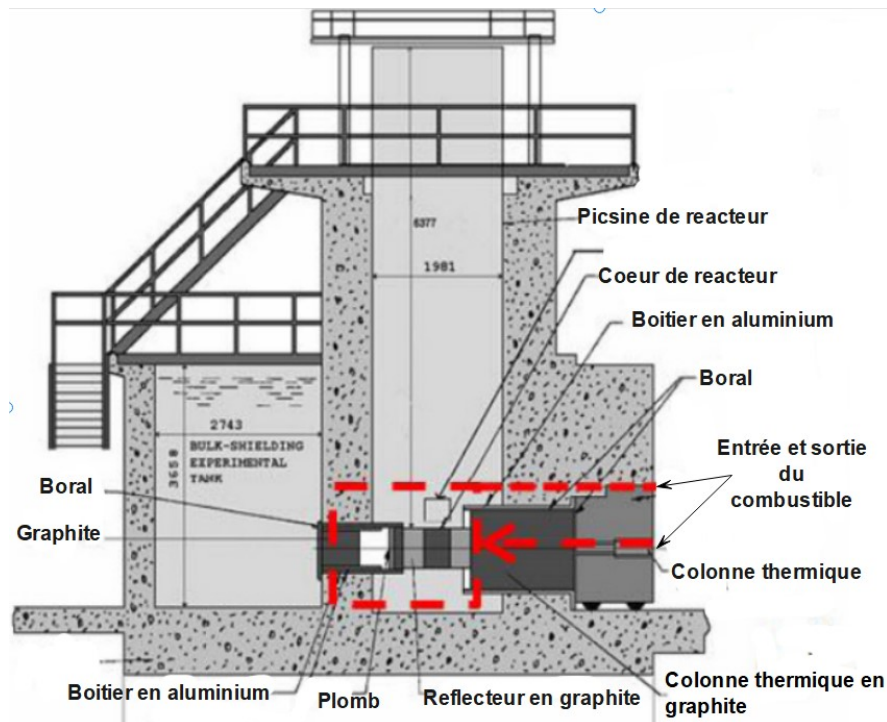


FIGURE 1.1 – Schéma d'un réacteur nucléaire de recherche type piscine. IAEA (1994).

1.3.1 Le cœur et le combustible

Le cœur du réacteur :

C'est l'endroit où se produit la réaction nucléaire de fission figure (1.2), il est entouré par un modérateur de neutrons, comme de l'eau légère où de l'eau lourde où du graphite ou encore le béryllium pour les réacteurs destinés à produire des neutrons thermique qui permet de ralentir les neutrons pour qu'ils interagissent plus efficacement avec les noyaux du combustible.

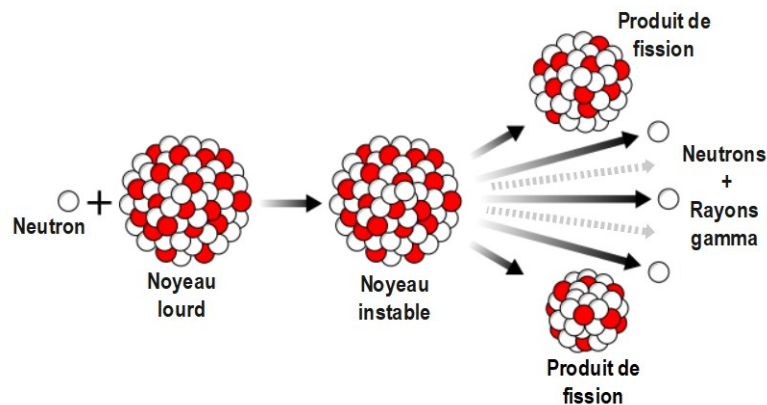


FIGURE 1.2 – Réaction de fission .

La figure (1.3) représente les différents composants d'un coeur du réacteur nucléaire de recherche.

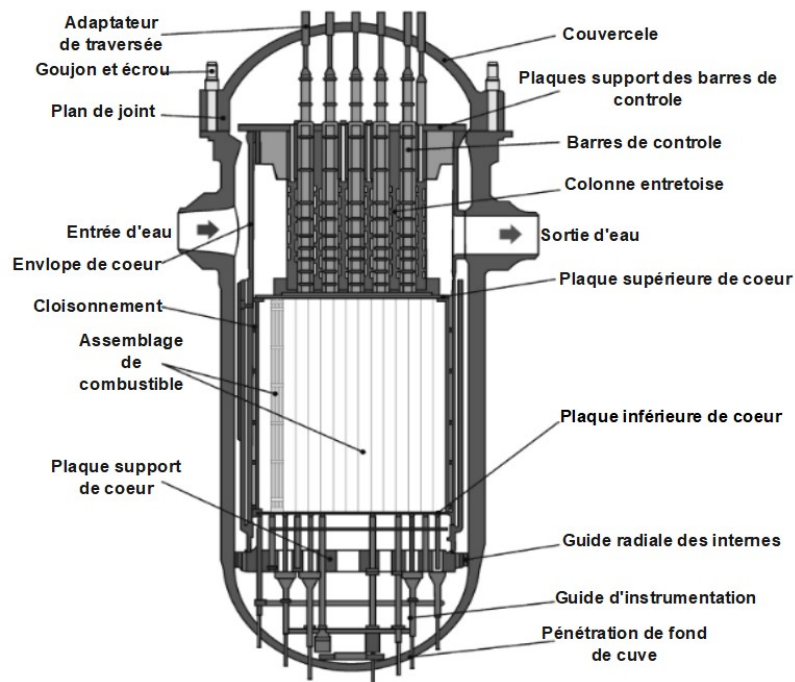


FIGURE 1.3 – Schéma de coeur d'un réacteur nucléaire. Homonuclearus(2020).

Le combustible

Le combustible d'un RNR est constitué en général d'éléments combustibles composés de plaques cylindriques ou planes représentés respectivement sur les figures (1.4) et (1.5).

Ces plaques sont des structures sandwich minces liée entre deux couches d'un alliage d'aluminium. Markus (2020)

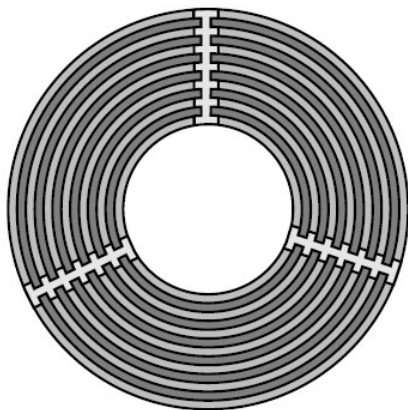


FIGURE 1.4 – Les éléments combustibles cylindriques
Delhaye (2008)

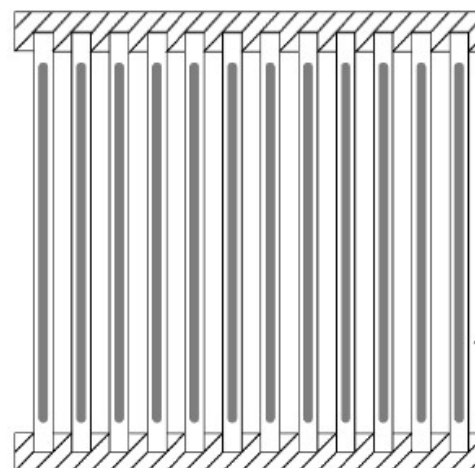


FIGURE 1.5 – Les éléments combustibles sous forme plaques planes

La gaine

Le gainage est un revêtement métallique qui entoure le combustible et empêche les produits de fission de s'échapper dans le fluide caloporteur. Il doit également résister à des températures élevées et à une forte irradiation neutronique, tout en maintenant sa forme et son intégrité structurelle pour protéger le combustible. Figure(1.6)

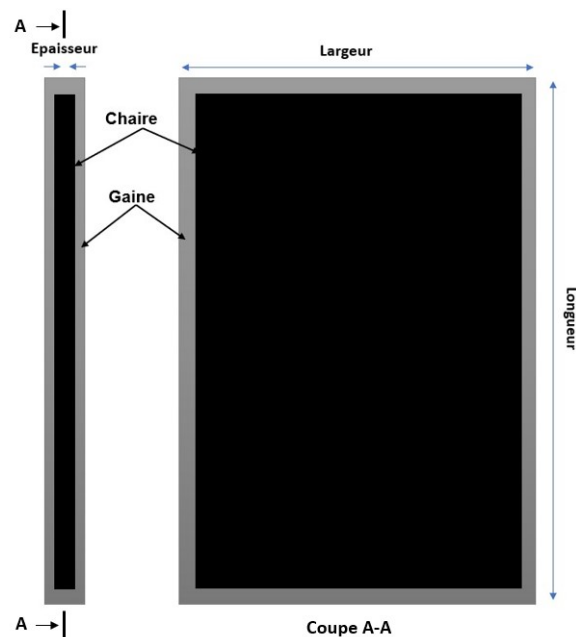


FIGURE 1.6 – Circuit de refroidissement d'un réacteur nucléaire de recherche .

Les barres de contrôle

Ces barres sont mobiles dans le cœur du réacteur, elles peuvent être descendues pour réduire le taux de fission, remontées pour le maintenir ou l'augmenter. En cas d'incident, la chute de ces barres au sein du combustible stoppe presque instantanément la réaction en chaîne.

La figure (1.7) représente l'emplacement des barres du contrôle au niveau du coeur de réacteur nucléaire.

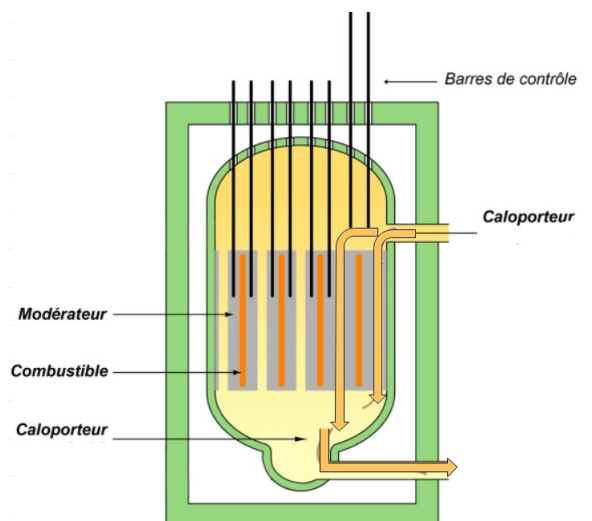


FIGURE 1.7 – Emplacement des barres de controle dans le coeur du réacteur nucléaire.
commons.wikimedia (2007)

1.3.2 Le circuit de refroidissement

Le coeur du réacteur est souvent refroidi par de l'eau à basse pression. Les fortes densités de puissance ainsi que la nécessité absolue d'éviter l'ébullition dans les canaux de refroidissement afin de maintenir un bon changement thermique, tant en fonctionnement normal que lors de situations accidentelles, conduisent à limiter fortement la température d'eau dans le coeur et exige l'utilisation d'une vitesse de circulation très élevée. Delhaye (2008)

Les fonctions des composants qui constituent ces circuits sont diverses présenté dans figure(1.8). La pompe a pour fonction d'assurer la circulation forcée des fluides, le pressuriseur est situé sur le circuit primaire et est conçu pour maintenir la pression de l'eau à un niveau constant, même lorsque la température de l'eau varie. l'échangeur de chaleur sert à évacuer de la chaleur du circuit primaire vers le circuit secondaire et la tour de refroidissement afin de dissiper la chaleur du circuit secondaire .

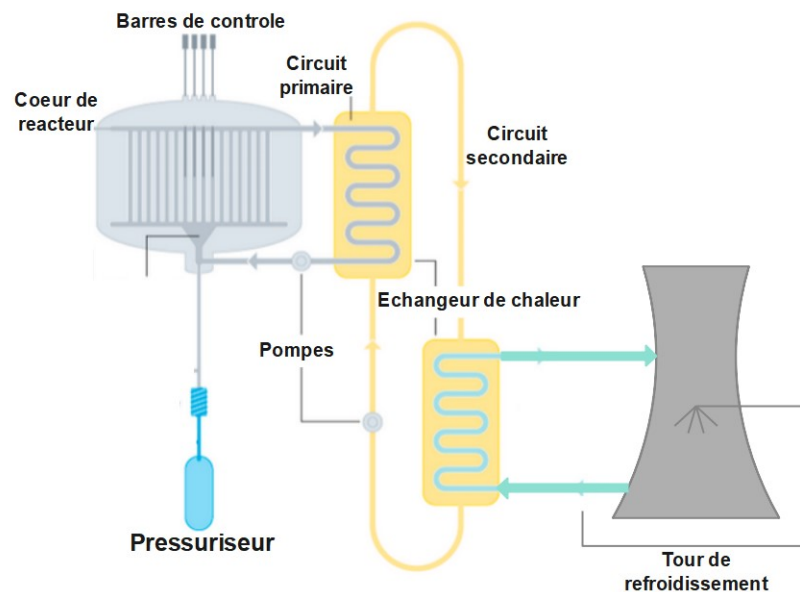


FIGURE 1.8 – Circuit de refroidissement d'un réacteur nucléaire de recherche .

1.3.3 L'enceinte de confinement

La barrière finale pour confiner les matières radioactives est l'enceinte de confinement. Elle est souvent construite en béton armé précontraint, comme la plupart des réacteurs. Contrairement au circuit primaire qui n'est pas aussi résistant, cette enceinte est conçue pour supporter un accident énergétique majeur sur le réacteur.

1.4 Les accidents nucléaires

En général, il existe trois accidents les plus probables dans les réacteurs nucléaires, chacun ayant des causes diverses mais des conséquences préjudiciables pour le cœur du réacteur. Ces trois accidents sont la perte de débit du fluide de refroidissement (LOFA), la perte de fluide de refroidissement (LOCA) et l'insertion de réactivité (RIA).

1.4.1 RIA (Reactivity Insertion Accident) Accident d'insertion de réactivité

Un RIA est un accident nucléaire potentiellement grave qui se produit lorsque la réactivité d'un réacteur nucléaire augmente brusquement. Cela peut se produire en raison d'une insertion rapide et incontrôlée de matériau fissile, comme lors d'une défaillance de la régulation du combustible ou d'une mauvaise manipulation du réacteur. La conséquence immédiate d'un RIA est une augmentation rapide de la puissance et de la température des éléments des assemblages combustibles, ce qui peut entraîner des dommages au niveau du cœur du réacteur. Wang et al. (2021)

1.4.2 LOCA (Loss of Coolant Accident) Accident la perte du fluide de refroidissement

Les accidents de perte du fluide de refroidissement sont des événements qui touchent l'ensemble du cœur et affectent tous les éléments de combustible. Ils se produisent lorsque le système de liquide de refroidissement primaire subit une défaillance catastrophique, entraînant la perte du liquide de refroidissement du réacteur. N.Capps et al.(2023)

1.4.3 LOFA (Loss of Flow Accident) Accident de perte de débit

C'est un type d'accident qui peut survenir dans un réacteur nucléaire lorsque le débit de fluide caloporteur à travers le cœur du réacteur est perdu, par exemple en raison d'une défaillance du système de pompage, les vannes de régulation qui contrôlent le débit du fluide ou d'une obstruction dans les conduites qui empêche le fluide caloporteur de circuler correctement. A. Hainoun et al.(2010) Cela peut entraîner une augmentation de la température du combustible nucléaire et dans les pires cas une fusion du cœur.

Il existe plusieurs types d'accidents (LOFA) on cite : SLOFA , FLOFA et le blocage de débit.

SLOFA : C'est un accident de perte de débit rapide qui se passe durant une courte période de temps.

FLOFA : C'est un accident de perte de débit qui se passe durant une longue durée de temps.

Blocage de débit :

Le phénomène de blocage est principalement causé par les contraintes thermiques produites par le réacteur où les plaques combustibles subissent des dommages au niveau de leur structure. Cela peut inclure le flambage des plaques combustibles , l'enflure des éléments combustibles, le gonflement, les imperfections de fabrication, le désalignement des plaques combustibles et la présence de matériaux d'obstruction. Salama (2012)

Désalignement des plaques combustibles : Le désalignement des plaques combustibles peut survenir en raison de la formation de blisters, soit au début, soit à la fin de la plaque, entraînant le détachement de la plaque de l'agencement. Lorsque le gaz de fission s'accumule dans les fissures entre la chaire et la gaine, cela augmente la pression locale et sépare localement la chaire et la gaine en alliage d'aluminium, comme illustré dans la Figure (1.9). Xu et al (2023)

Le phénomène de blister est étroitement lié à la température de la gaine en alliage d'aluminium. Par conséquent, la température maximale de surface de la gaine est généralement la limite de conception pour éviter l'ampoulement de la gaine dans ces plaques combustibles.

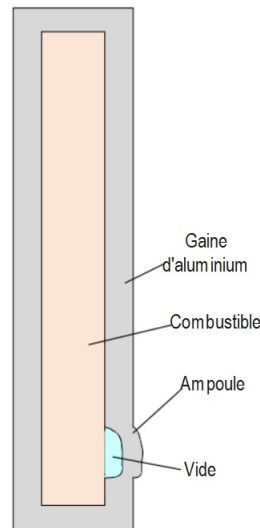


FIGURE 1.9 – Schéma du blister de la gaine en alliage d'aluminium.
Xu et al (2023)

Flambage des plaques combustibles : Les plaques combustibles sont soumises à des conditions extrêmes de températures et de pressions, qui peuvent exercer des contraintes considérables sur leurs structures. Les défauts de fabrication tels que des variations dans l'épaisseur des plaques, des fissures microscopiques ou des défauts de surface peuvent affaiblir les plaques combustibles et les rendre plus vulnérables à la flexion ou à la déformation sous l'effet de la chaleur et de la pression. Leenaers (2009)

En outre, les dilatations thermiques dues à la différence de température entre le centre et les bords de la plaque peuvent entraîner une flexion.

Ainsi, l'instabilité hydraulique peut également causer le flambage des plaques combustibles. Cette situation se produit lorsque le fluide de refroidissement circulant dans le canal exerce une pression instable sur la surface de la plaque combustible, conduisant à une déformation de la plaque.

1.5 Analyse de sûreté

L'analyse de sûreté est basé sur les marges qui définissent l'apparition de certains phénomènes thermohydrauliques critiques qui menacent l'intégrité des plaques de combustible. La sûreté d'un réacteur nucléaire est évalué par rapport à l'apparition de l'ébullition nucléée, la Crise d'ébullition et l'apparition d'instabilité d'écoulement.

1.5.1 L'apparition de l'ébullition nucléée (ONB, Onset of Nucleate Boiling)

L'apparition de l'ébullition nucléée n'est pas un critère limitant dans la conception d'un élément combustible; cependant, c'est un régime de transfert de chaleur qui doit être déterminé pour des évaluations thermohydrauliques précises, c'est-à-dire l'écoulement monophasique par rapport à l'écoulement diphasique. Delhaye (2008)

L'initiation de l'ébullition nucléée se produit lorsque des bulles de vapeur apparaissent sur la paroi chauffante, non pas lorsque la température de la paroi T_w atteint la température de saturation T_{sat} du fluide caloporteur, mais à une température de paroi légèrement supérieure, T_{ONB} . L'ébullition nucléée permet un coefficient d'échange thermique plus élevé que la convection naturelle, car elle est due à l'effet de pompage mécanique généré par le détachement et la croissance des bulles. Ainsi, si le critère d'apparition de l'ébullition nucléée est satisfait,

$$\Delta T_{sat} \geq \Delta T_{sat,ONB}$$

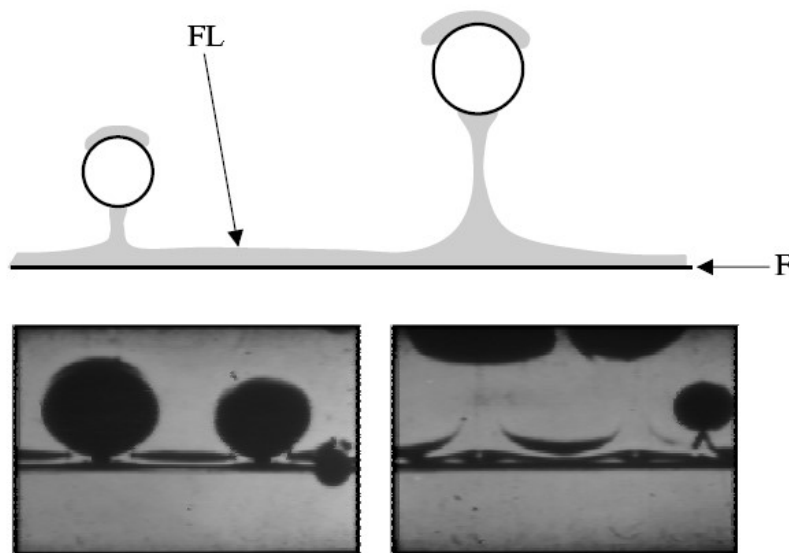


FIGURE 1.10 – Mécanisme du transfert de chaleur en ébullition nucléée; F : fil chauffant, FL : zone de liquide surchauffé.

Delhaye (2008)

Lorsqu'une bulle se forme sur la paroi, elle se développe puis se détache. Le fluide plus froid provenant du coeur de l'écoulement vient alors remplacer la bulle ainsi que le fluide surchauffé qu'elle a entraîné et qui est en contact avec la paroi. Ce nouveau fluide s'échauffe progressivement et lorsque sa température devient suffisamment élevée, le processus de formation et de détachement de bulles se répète. Figure(1.10)

1.5.2 La crise d'ébullition (DNB, Departure of Nucleate Boiling)

La crise d'ébullition se caractérise par la formation et l'interaction croissante des bulles, entraînant la coalescence et la formation de poches de vapeur attachées à la paroi par

plusieurs pédicules. Lorsque la paroi n'est plus en contact avec le fluide, le coefficient d'échange de chaleur diminue de manière significative. Dans les systèmes où le flux thermique est fixé, cela peut entraîner une augmentation brusque et importante de la température de la paroi, pouvant conduire à la fusion de l'élément combustible et à sa destruction. Par conséquent, il est crucial de pouvoir prédire l'apparition de ce phénomène en calculant le flux critique (Q_{cr}).

La crise d'ébullition peut se produire de deux manières différentes. D'une part, elle peut survenir lorsque l'ébullition nucléée s'arrête, et d'autre part, elle peut se produire lorsque le film liquide en contact avec la paroi disparaît, comme l'illustre la figure (1.11). Dans le premier cas, l'écoulement qui suit la crise d'ébullition prend la forme d'un écoulement annulaire inverse, où un film de vapeur sépare la paroi du cœur liquide. Dans le second cas, l'écoulement en aval de la crise d'ébullition est un écoulement de gouttelettes dispersées dans un cœur de vapeur, comme présenté dans la figure (1.12).

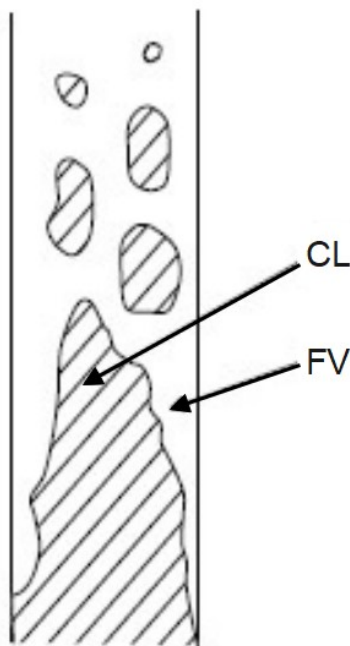


FIGURE 1.11 – Crise d'ébullition obtenue par arrêt de l'ébullition nucléée. CL : cœur de liquide, FV : film de vapeur. Delhaye (2008)

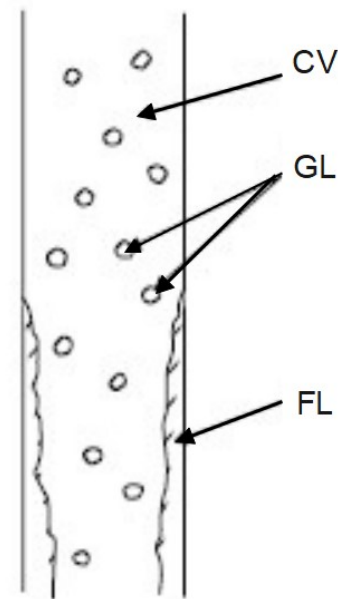


FIGURE 1.12 – Crise d'ébullition obtenue par assèchement de la paroi. CV : cœur de vapeur, FL : film de liquide, GL : gouttelettes de liquide. Delhaye (2008)

1.5.3 L'apparition d'instabilité de l'écoulement (OFI, Onset of Flow Instability)

Il existe deux types d'instabilité : statique et dynamique. L'instabilité statique se produit lorsque le système ne peut pas atteindre un état stable après une petite perturbation, tandis que l'instabilité dynamique est influencée par l'inertie de l'écoulement et d'autres rétroactions. Ghione,al (2017)

L'instabilité de Ledinegg, également connue sous le nom d'excursion de débit. Cette instabilité statique se manifeste par une diminution rapide du débit massique dans un canal

chauffé, lorsque la pente de la courbe de chute de pression-flux massique pour le système d'alimentation externe est supérieure à celle requise pour l'écoulement à l'intérieur du canal.

Donc selon le critère de (Ledinegg) , un régime permanent sera stable si la relation suivante est vérifiée. Al-Yahia et al.(2018)

$$\frac{\partial \Delta p_{int}}{\partial G} > \frac{\partial \Delta p_{ext}}{\partial G} \quad (1.1)$$

1.6 Étude bibliographique

Dans la section suivante, nous examinerons quelques travaux qui sont en relation avec le thème étudié dans ce projet. Chaque étude sera abordée en décrivant son objectif ainsi que les résultats obtenus.

Zhenhui Ma, Ronghua Chen, Maolin Tian, Jian Song, Dalin Zhang, G.H. Su, Xiaorong Li, Linglan Zhou, Suizheng Qiu, (2018), [Analysis of flow blockage accidents in rectangular fuel assembly based on CFD methodology](#), Annals of Nuclear Energy.

Dans ce travail les accidents de blocage de débit dans un assemblage de combustible rectangulaire ont été étudiés en détail à l'aide d'une méthode CFD tridimensionnelle. Un total de six canaux de refroidissement de l'assemblage de combustible ont été modélisés.

Parallèlement, afin de comprendre de manière exhaustive les caractéristiques thermo-hydrauliques des accidents de blocage de débit, trois canaux de refroidissement, y compris le canal obstrué, ont été étudiés et analysés en détail sur la base des résultats de simulation.

Un calcul RELAP5 a été effectué ici pour comparer les résultats de simulation CFD dans des conditions non bloquées, et les résultats de comparaison ont indiqué une concordance approximative entre ces deux types de résultats.

Sur la base de la simulation CFD, les profils de vitesse et de température ont été discutés pour certains cas de blocage typiques, et il a été conclu que la redistribution des débits massiques se produisait après la formation du blocage, et en raison de la formation de l'obstruction, la température du fluide de refroidissement et du combustible augmentait rapidement, ce qui provoquait une température de pointe plus élevée dans le canal bloqué.

Simultanément, la résistance accrue à l'écoulement entraînerait l'existence d'un écoulement de jet et d'un écoulement inverse dans le canal obstrué.

De plus, le calcul DNBR a indiqué que le flux de chaleur en surface du revêtement ne dépasserait pas le flux de chaleur critique, donc le DNB ne se produirait pas dans la situation étudiée.

Amgad Salama (2012), [CFD analysis of flow blockage in MTR coolant channel under loss-of-flow transient : Hot channel scenario](#), Progress in Nuclear Energy.

Dans cette étude, une analyse CFD en 2D de l'accident de perte rapide de débit dans le réacteur de recherche générique de 10 MW de l'AIEA est réalisée dans des conditions de canal chaud, avec un canal soumis à une série de rétrécissements de section allant jusqu'à 80%.

Alors que les travaux précédents sur ce système dans des conditions de fonctionnement normales montrent que le système peut être sûr jusqu'à un rapport de blocage d'environ

85%, cette étude montre que l'ébullition est inévitable, en particulier pour un rapport de blocage supérieur à 20%. Trois canaux sont pris en compte pour les simulations CFD.

Les résultats pour le scénario sans blocage sont comparés à ceux publiés dans la littérature et une bonne concordance est obtenue. Le phénomène intéressant d'inversion de l'écoulement est mis en évidence et étudié.

Le début de l'inversion de l'écoulement est trouvé différent parmi les trois canaux pour différents rapports de blocage. En revanche, pour le scénario de canal sans blocage, le début de l'inversion de l'écoulement est identique dans les trois canaux.

Cela est une manifestation de l'effet de résistance hydraulique pour les différents cas et aussi des forces de flottabilité.

Les régimes intéressants d'écoulement et de transfert de chaleur impliqués dans ce système sont mis en évidence et étudiés.

Amin Davari (2015), [Three-dimensional analysis of flow blockage accident in Tehran MTR research reactor core using CFD](#) , Progress in Nuclear Energy,

Dans la présente étude, une simulation en 3D d'un accident de blocage de débit pouvant survenir dans les canaux de refroidissement d'un assemblage de combustible du réacteur de recherche de Téhéran (TRR) est examinée à l'aide d'un code CFD. On examine le scénario dans lequel un blocage partiel du canal chaud se produit en raison du flambage de ses plaques de combustible vers l'intérieur.

Les lois de conservation gouvernantes sont résolues en utilisant une approche de volume de contrôle, et le champ de pression est couplé au champ de vitesse grâce à l'algorithme SIMPLE. La convergence de l'écoulement est considérée lorsque le résidu pour toutes les variables d'écoulement est inférieur à 10^{-5} .

La simulation est réalisée avec quatre niveaux d'obstruction différents de la surface d'écoulement nominale, c'est-à-dire 0 %, 20 %, 50 % et 70%. En résolvant les équations de quantité de mouvement et d'énergie dans les trois canaux avec leurs plaques de combustible, on constate que le transfert de chaleur est sensiblement affecté par le champ d'écoulement des canaux.

Dans l'accident de blocage, la diminution du débit du canal obstrué réduit la capacité de refroidissement de ce canal en raison de l'augmentation de la résistance hydraulique.

Les résultats obtenus montrent qu'au-dessus d'un blocage de 50%, des phénomènes critiques apparaîtront, ce qui pourrait compromettre l'intégrité de la gaine. De plus, dans le scénario de blocage à 70 %, la température de la gaine dans le canal obstrué atteint la valeur associée à la température d'ébullition nucléée à la pression de fonctionnement.

Yuchuan Guo (2018), [Thermal hydraulic analysis of loss of flow accident in the JRR-3M research reactor under the flow blockage transient](#) , Annals of Nuclear Energy,

Le comportement thermohydraulique transitoire de l'accident de perte de débit (LOFA) dans le réacteur de recherche de type piscine JRR-3M de 20 MW, en présence d'un blocage de débit, est étudié à l'aide du code RELAP5/MOD3.4.

Le cœur est divisé en 7 canaux chauds, 1 canal moyen et 1 canal de dérivation pour prendre en compte l'interaction entre le canal bloqué et les canaux adjacents.

Les ratios de blocage considérés dans l'étude comprennent 0%, 40%, 50%, 60%, 70%, 80% et 100%. Le MDNBR (Minimum Departure from Nucleate Boiling Ratio) et la température centrale du combustible sont étudiés pour estimer l'intégrité des plaques de combustible.

Comparés aux conséquences de l'accident de blocage de débit, les résultats indiquent qu'il est plus probable que le LOFA se produise avec un départ de l'ébullition nucléée

(DNB) dans le même rapport de blocage. Même lorsque le canal d'écoulement est totalement bloqué, la température du combustible reste dans les limites de sécurité, fixées à 400 °C.

De plus, l'arrêt d'urgence du signal de faible débit de la boucle principale permet de réduire efficacement les conséquences de l'accident. Le cœur du réacteur se retrouve finalement dans un état quasi-stationnaire sûr lorsque la circulation naturelle est complètement établie.

Hang Xia (2021), [Development of thermal hydraulic analysis code of annular fuel under flow blockage condition](#) , Annals of Nuclear Energy.

Un code de sous-canal capable de modéliser le blocage de débit du combustible annulaire a été développé et vérifié par l'expérience.

Un modèle de conduction du combustible a été élaboré pour prendre en compte l'effet du blocage sur la distribution de température du combustible.

Le blocage à différentes positions a été modélisé et le blocage central a été sélectionné comme objet de calcul.

Le blocage des canaux intérieur et extérieur avec différents taux de blocage a été calculé et les résultats de la distribution de température du combustible, de la répartition de la chaleur, du débit massique et de la distribution du DNBR ont été obtenus.

Sur la base de l'analyse des résultats, le blocage des canaux intérieur et extérieur aura des effets différents sur le débit massique et la répartition de la chaleur du combustible, et le blocage du canal intérieur a un impact plus important sur le DNBR et la température du combustible que celui du canal extérieur.

1.7 Conclusion

Dans ce chapitre, on a présenté les principes généraux des réacteurs nucléaires de recherche. On a commencé par leur fonctionnement fondamental, qui repose sur la réaction de fission.

De plus, on a examiné comment l'utilisation des réacteurs de recherche peut varier en fonction de la puissance produite.

On a également présenté les différents composants qui composent un réacteur nucléaire de recherche. Des éléments tels que le cœur du réacteur, qui contient le combustible nucléaire et où se déroulent les réactions de fission, aux systèmes de refroidissement et de contrôle, chaque composant joue un rôle crucial dans le bon fonctionnement du réacteur.

En outre, on a étudié les différents accidents qui pourraient provoquer l'arrêt du réacteur, tels que RIA, LOCA et LOFA, ainsi que leurs différents types. De plus, dans le cadre de notre projet, on a souligné les principales causes de blocage des canaux de refroidissement.

Par ailleurs, on a identifié les phénomènes thermohydrauliques critiques qui se produisent dans les canaux de refroidissement et menacent la sûreté du réacteur.

Enfin, on a présenté une étude bibliographique en citant quelques travaux déjà réalisés et en relation avec notre étude.

Chapitre 2

Mise en équation thermohydraulique
d'un canal de refroidissement d'un
réacteur nucléaire de recherche

2.1 Introduction :

Il est communément admis que la protection de la gaine de combustible est essentielle pour éviter la libération des produits radioactif . Afin de garantir la sûreté nucléaire, il est impératif de définir des limites de sûreté pour les variables du processus. De plus, il est essentiel de prendre en compte des marges de sûreté pour prévenir l'apparition de phénomènes critiques ou indésirables susceptibles d'entraîner une élévation rapide de la température de la gaine et ainsi d'endommager les éléments combustibles.

Ce chapitre consiste au modélisation mathématique de l'écoulement ou on présentera les modèle thermohydraulique utilisés

2.2 Les caractéristiques du réacteur nucléaire de recherche de 2MW

Les caractéristiques du cœur d'un réacteur nucléaire de recherche de 2 MW sont présentées dans le tableau 2.1. Ce tableau fournit des informations sur le nombre de plaques combustibles standard et de contrôle, les dimensions et les propriétés de la chair et de la gaine, ainsi que les propriétés du fluide de refroidissement.

TABLE 2.1 – Caractéristique physiques et géométriques du réacteur nucléaire de recherche à 2MW

Propriétés	Valeurs	Unité
Nombre de plaque de combustible (SFE)	19	-
Nombre d'éléments combustible	19	-
Nombre de plaque de contrôle (SCE)	15	-
Nombre d'éléments de contrôle	4	-
Épaisseur de la chair	0.051	cm
Épaisseur de la gaine	0.0381	cm
Épaisseur du canal	0.2916	cm
Largeur de la chair	6.3	cm
Largeur du canal	6.64	cm
Longueur totale de la plaque	62.5	cm
Hauteur de la chair (ou hauteur active)	60	cm
Conductivité thermique de la chair	0.15	W/cm.C
Conductivité thermique de la gaine	1.8	W/cm.C
Facteur de puissance axial	1.58	-
Facteur de puissance radial	2	-
Température à l'entrée	38	(°C)
La presssion de sortie	1.961	bar
Le débit total	300	m^3/h
La vitesse d'entrée	0.94	m/s

2.3 Les équations gouvernantes de l'écoulement dans un canal de refroidissement :

L'écoulement du fluide de refroidissement s'effectue à travers des canaux de section rectangulaire dans le cas du combustible de type plaque plane, comme illustré dans la

figure (2.1) :

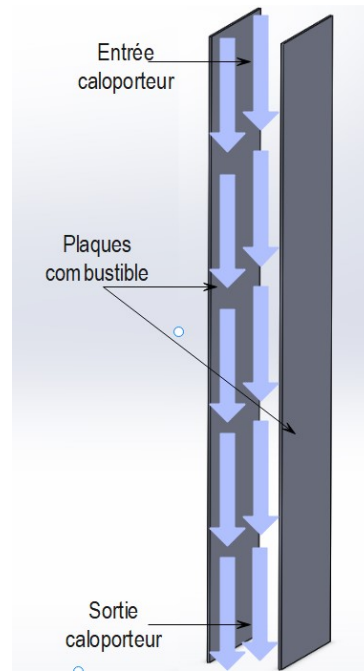


FIGURE 2.1 – Écoulement du caloporteur entre les deux plaques .

2.3.1 Principe de conservation de la masse :

L'équation de la continuité traduit le principe de la conservation de la masse. Pour le cas général, l'équation de la conservation de masse est donnée par :

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \vec{V}) = 0 \quad (2.1)$$

Pour un écoulement incompressible ($\rho = cte$), elle s'exprime comme :

$$(\nabla \cdot \vec{V} = 0) \quad (2.2)$$

Par conséquent, en coordonnées cartésiennes, elle s'écrit :

$$\frac{\partial u}{\partial x} + \frac{\partial v}{\partial y} + \frac{\partial w}{\partial z} = 0 \quad (2.3)$$

2.3.2 Principe de conservation de la quantité de mouvement :

La conservation de la quantité de mouvement est définie par l'équation suivante :

$$\frac{\partial}{\partial t} (\rho \mathbf{V}) + \nabla \cdot (\rho \mathbf{V} \mathbf{V}) = -\nabla p + \rho \mathbf{g} + \nabla \left[\mu \left(\nabla \mathbf{V} + (\nabla \mathbf{V})^T \right) \right] \quad (2.4)$$

Pour un fluide newtonien ($\rho = cte, \mu = cte$), l'ensemble des équations de conservation de la quantité de mouvement projetées dans le système cartésien tridimensionnel est :

Suivant l'axe x :

$$\rho \left(\frac{\partial V_x}{\partial t} + V_x \frac{\partial V_x}{\partial x} + V_y \frac{\partial V_x}{\partial y} + V_z \frac{\partial V_x}{\partial z} \right) = -\frac{\partial p}{\partial x} + \mu \left(\frac{\partial^2 V_x}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 V_x}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 V_x}{\partial z^2} \right) + \rho g_x \quad (2.5)$$

Suivant l'axe y :

$$\rho \left(\frac{\partial V_y}{\partial t} + V_x \frac{\partial V_y}{\partial x} + V_y \frac{\partial V_y}{\partial y} + V_z \frac{\partial V_y}{\partial z} \right) = -\frac{\partial p}{\partial y} + \mu \left(\frac{\partial^2 V_y}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 V_y}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 V_y}{\partial z^2} \right) + \rho g_y \quad (2.6)$$

Suivant l'axe z :

$$\rho \left(\frac{\partial V_z}{\partial t} + V_x \frac{\partial V_z}{\partial x} + V_y \frac{\partial V_z}{\partial y} + V_z \frac{\partial V_z}{\partial z} \right) = -\frac{\partial p}{\partial z} + \mu \left(\frac{\partial^2 V_z}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 V_z}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 V_z}{\partial z^2} \right) + \rho g_z \quad (2.7)$$

2.3.3 Principe de conservation de l'énergie :

La conservation de l'énergie est définie par l'équation suivante :

$$\begin{aligned} \frac{\partial(\rho E)}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x}[V_x(\rho E + p)] + \frac{\partial}{\partial y}[V_y(\rho E + p)] + \frac{\partial}{\partial z}[V_z(\rho E + p)] &= \frac{\partial}{\partial x} \left(k \frac{\partial T}{\partial x} + (\vec{\tau}_x \cdot \vec{V}) \right) \\ + \frac{\partial}{\partial y} \left(k \frac{\partial T}{\partial y} + (\vec{\tau}_y \cdot \vec{V}) \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left(k \frac{\partial T}{\partial z} + (\vec{\tau}_z \cdot \vec{V}) \right) &- \sum_j h_j \vec{J}_j + S \end{aligned} \quad (2.8)$$

Avec ρ la masse volumique, p la pression, \vec{V} le vecteur vitesse, t le temps, μ la viscosité dynamique, \vec{g} le vecteur gravité, k la conductivité thermique, E l'énergie, T la température, h_j le coefficient de transfert de chaleur par convection d'une espèce j , \vec{J}_j le vecteur vitesse de chaque espèce j , S la source, τ le tenseur des contraintes visqueuses, (V_x, V_y, V_z) la vitesse selon l'axe x , y et z respectivement, (g_x, g_y, g_z) la gravité selon l'axe x , y et z respectivement.

2.4 Modèle de conduction thermique du combustible

Étant donné que l'épaisseur de la plaque de combustible est nettement inférieure à ses dimensions dans les autres directions, nous considérons que la conduction thermique dans la direction de l'épaisseur y est prédominante, tandis que la conduction thermique dans les deux autres directions est négligée. Figure (2.2).

Nous supposons que les propriétés thermophysiques du combustible et de la gaine restent constantes. De plus, nous ne tenons pas compte de toute génération de chaleur dans la gaine. Eneida et al (2020)

La conduction thermique dans le combustible et la gaine est régie par l'équation suivante :

$$\rho_f C p_f \frac{\partial T_f(y, x, t)}{\partial t} = k_f \frac{\partial^2 T_f(y, x, t)}{\partial y^2} + q_0(x, t), \quad \text{ou } 0 < y < y_f \quad (2.9)$$

$$\rho_c C p_c \frac{\partial T_c(y, x, t)}{\partial t} = k_c \frac{\partial^2 T_c(y, x, t)}{\partial y^2}, \quad \text{ou } y_f < y < y_c \quad (2.10)$$

Où :

ρ_f et ρ_c sont respectivement les masses volumiques de la chaire et la gaine.

$C p_f$ et $C p_c$ sont respectivement la chaleur spécifique pour p=cte de la chaire et la gaine.

k_f et k_c sont la conductivité de la chaire et la gaine respectivement.

T_f et T_c representesnt la temperature de la chaire et la gaine respectivement.

y_f épaisseur de la chaire et y_c épaisseur de la gaine.

q_0 le flux de chaleur généré par la chaire.

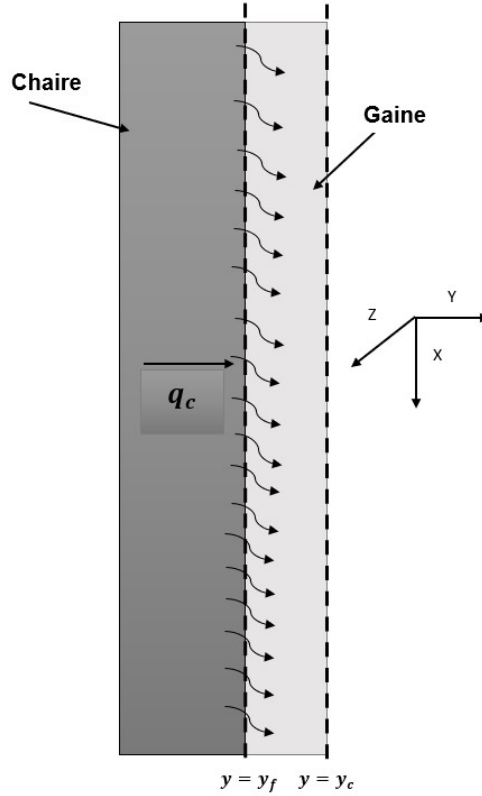


FIGURE 2.2 – Transfert de chaleur par conduction.

2.5 Modèle de la turbulence

Les régimes d'écoulement et de transfert de chaleur dans ce système couvrent une grande variété de configurations, y compris les écoulements turbulents, de transition et à faible nombre de Reynolds, Salama,(2012).

Le modèle $K - \omega(SST)$ (Shear Stress Transport) a l'avantage de pouvoir modéliser les écoulements de transition et à faible nombre de Reynolds, c'est pourquoi il a été choisi dans cette étude.

Dans ce modèle, l'énergie cinétique turbulente, K , et le taux spécifique de dissipation, ω , peuvent être obtenus à partir des équations de transport suivantes.

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho K) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho K V_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\Gamma_K \frac{\partial K}{\partial x_j} \right) + \tilde{G}_k - Y_K + S_K \quad (2.11)$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho \omega) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho \omega V_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\Gamma_\omega \frac{\partial \omega}{\partial x_j} \right) + G_\omega - Y_\omega + S_\omega + D_\omega \quad (2.12)$$

Où

\tilde{G}_K représente la génération d'énergie cinétique turbulente due aux gradients de vitesse moyenne.

G_ω la génération de ω , Γ_K et Γ_ω représentent la diffusivité effective de K et ω .

Y_K et Y_ω représentent la dissipation de K et ω due à la turbulence.

D_ω représente le terme de diffusion croisée, et S_K et S_ω sont les termes sources.

Γ_K et Γ_ω représentent respectivement la diffusivité effective de K et ω , définies comme $\Gamma_K = \mu + \left(\frac{\mu_t}{s_K} \right)$, $\Gamma_\omega = \mu + \left(\frac{\mu_t}{s_\omega} \right)$.

s_K et s_ω sont les nombres de Prandtl turbulents, et c'est là que la fonction de mélange

est utilisée pour garantir que les équations du modèle fonctionnent à la fois dans la région proche de la paroi et dans la région lointaine.

La viscosité turbulente est introduite par la formule suivante :

$$\mu_t = \frac{\rho K}{\omega} \cdot \frac{1}{\max\left(1, \frac{1}{\alpha_*}, \frac{SF_2}{\alpha_1 \omega}\right)} \quad (2.13)$$

2.6 La source de chaleur

2.6.1 Fonctionnement normal

Le flux de chaleur généré sous les conditions des marges de sûreté sont comparés avec le flux de chaleur généré par la plaque combustible , ce dernier est déterminé suivant le modèle de El-Wakil (1971) :

La puissance spécifique de réacteur est sinusoïdal suivant l'axe x, définie par l'équation suivante :

$$q' = q'_c \cos\left(\frac{\pi x}{H_e}\right) \quad (2.14)$$

On exprime souvent cette puissance thermique en W/m^3

Où : H_e est la hauteur extrapolé et q'_c est la puissance maximale dans le canal

La puissance moyenne q'_a : définie comme étant le flux thermique transféré par un élément combustible moyen du coeur :

$$q'_a = \frac{P_t}{L_h A_m FPTN} \quad (2.15)$$

La puissance maximale q'_c : du fait que la distribution de flux neutronique dans le coeur, la répartition de puissance n'est pas uniforme, donc la puissance maximale représente le flux thermique dégagée au niveau le plus chaud du réacteur :

$$q'_c = q'_a \cdot F \quad (2.16)$$

Avec :

$$F = F_{rad} \cdot F_{ax} \quad (2.17)$$

Où : P_t est la puissance totale produit par le réacteur, L_h : La longueur active de chauffée, A_m : Section transversale de la chaire, $FPTN$: Nombre totale des plaques, F_{rad} : Facteur radiale et F_{ax} : Facteur axial.

Et enfin on aura l'expression de **le flux de chaleur** en fonction de la puissance spécifique :

$$q(x) = \frac{q'(x)}{SVR} \quad (2.18)$$

Avec : SVR le rapport de la surface sur le volume du combustible.

2.6.2 Arrêt du réacteur

Après un arrêt d'urgence de réacteur (SCRAM), la réaction de fission s'arrête et il ne reste que le flux de chaleur résiduel qui décroît selon la formule de Todreas et Kazimi, qui se présente de la manière suivante :

$$P(t) = 0.068 * P_0 (t^{-0.2} - (t + t_0)^{-0.2}) \quad (2.19)$$

Avec : $P(t)$: puissance résiduelle, P_0 : puissance avant l'arrêt et t_0 : temps de fonctionnement du réacteur avant l'arrêt.

2.7 Évaluation des paramètres de sûreté nucléaire

Les phénomènes thermohydrauliques les plus critiques qui menacent l'intégrité des plaques de combustible sont l'apparition d'une crise d'ébullition (DNB) , l'apparition d'instabilité de l'écoulement (OFI) et l'apparition de l'ébullition nucléée (ONB).Khedr (2008)

2.7.1 Apparition de l'ébullition nucléée (ONB : Onset of Nucleate Boiling)

L'ONB n'est pas un critère limitant dans la conception d'un élément combustible, mais cependant il est considéré comme une déclaration conservatrice à des fins de conception. Ardaneh (2013)

La température T_{ONB}

Sous les conditions de l'ONB, la température de surface de la gaine est supérieure à la température d'ébullition nucléée. La température d'ébullition nucléée peut être exprimée par la corrélation proposée par Bergles et Rohsenow (1961) pour une pression locale de liquide de refroidissement donnée et une puissance spécifique :

$$T_{ONB}(x) = T_{sat}(x) + \left(\frac{q'(x)}{15.6 \cdot p(x)^{1.156}} \right)^{\frac{1}{b}} \quad (2.20)$$

Avec :

$$b = \frac{2.30}{p^{0.0234}} \quad (2.21)$$

Coefficient de convection (h)

Le coefficient d'échange thermique dépend de la géométrie de l'élément combustible :

$$h = \frac{k \cdot Nu}{D_h} \quad (2.22)$$

Où : h est le coefficient de convection, k est la conductivité thermique, Nu est le nombre de Nusselt et D_h est le diamètre hydraulique.

Le nombre du Nusselt (Nu)

Pour le nombre du Nusselt il existe plusieurs corrélations pour le calcul, dans le cas de notre régime d'écoulement on peut utiliser la corrélation de (Dittus-Boelter) :

$$Nu = 0.023 \cdot Re^{0.8} \cdot Pr^{0.4} \quad (2.23)$$

où Nu est le nombre de Nusselt, Re le nombre de Reynolds et Pr est le nombre de Prandtl. Cette corrélation est valable pour des écoulements de fluides en régime turbulent à l'intérieur des canaux, où $10^3 < Re < 10^7$ et $0.6 < Pr < 160$.

Le nombre de Reynolds (Re) :

Le nombre de Reynolds est calculé par l'expression suivante :

$$Re = \frac{\rho \cdot V \cdot D_h}{\mu} \quad (2.24)$$

Où : Re est le nombre de Reynolds, ρ est la masse volumique et u est la vitesse

Le nombre de Prandtl (Pr) :

Le nombre de Prandtl :

$$Pr = \frac{\mu \cdot C_p}{k} \quad (2.25)$$

Où : Pr est le nombre de Prandtl, μ la viscosité dynamique, C_p la capacité thermique à pression constante et k la conductivité thermique.

Le flux de chaleur Q_{ONB} :

Le flux de chaleur sous la condition ONB est calculé en utilisant la corrélation de transfert de chaleur dans le régime monophasique :

$$Q_{ONB}(x) = h(x) \cdot (T_{ONB}(x) - T(x)) \quad (2.26)$$

L'ONBR est défini comme étant le rapport entre la valeur du flux de chaleur généré sous les conditions d'ONB et le flux de chaleur moyen dans le canal chaud, il représente la marge contre l'apparition de l'ébullition nucléée.

$$ONBR = \frac{Q_{ONB}}{q_a} \quad (2.27)$$

2.7.2 La crise d'ébullition (DNB) :

Le flux de chaleur Q_{cr} :

Pour éviter le risque de dégradation sévère de l'élément combustible dans un système de chauffage à flux imposé, il est crucial de déterminer le flux thermique critique dans la marge de la crise d'ébullition. Au-delà de ce flux, une augmentation soudaine de la température peut se produire, ce qui souligne l'importance de prédire et de contrôler ce phénomène.

Pour déterminer ce flux on peut utiliser la corrélation proposée par Mirshak (1959) :

$$Q_{cr}(x) = \frac{151 \cdot (1 + 1112 * 10^{-2}V) \cdot [1 + (9.14 * 10^{-3})(T_{sat}(x) - T(x))] \cdot (1 + 9 * 10^{-4}p)}{1 - \left(\frac{27.9l_h w_h}{\rho V C_p F_D W_T} \cdot (1 + 1112 * 10^{-2}V) \cdot (1 + 9 * 10^{-4}p) \right)} \quad (2.28)$$

Le Rapport DNBR :

C'est le rapport entre La valeur de flux de chaleur critique Q_{cr} et le flux de chaleur maximum dans le canal chaud il représente la marge contre le DNB, noté par DNBR. Ma et al.(2018)

$$DNBR(x) = \frac{Q_{cr}(x)}{q(x)} \quad (2.29)$$

2.7.3 Apparition d'instabilité de l'écoulement (OFI) :

On observe des instabilités de l'écoulement dans les canaux chauffés avec convection forcée sous des conditions quasi-atmosphériques, notamment les excursions de type Ledinegg. Des études menées sur l'écoulement de l'eau sous-refroidie dans des canaux chauffés étroits ont permis d'établir une corrélation entre l'instabilité de l'écoulement et le flux de chaleur moyen, comme indiqué dans les expériences menées par Whittle et Forgan.

$$Q_{FI} = R \rho C_p \frac{w}{w_h} \frac{t_{ch}}{l_h} V (T_{sat} - T_{in}) \quad (2.30)$$

Avec :

$$R = \frac{1}{1 + \eta \left(\frac{D_{he}}{L_h} \right)} \quad (2.31)$$

Et :

$$D_{he} = \frac{2wt_{ch}}{w_h + t_{ch}} \quad (2.32)$$

Le rapport entre Q_{FI} et le flux de chaleur maximal dans le canal chaud q_c représente la marge contre OFI. Ce rapport doit être supérieur à l'unité.

$$OFIR(x) = \frac{Q_{FI}(x)}{q_c(x)} \quad (2.33)$$

2.8 Conclusion

Dans ce chapitre, nous avons exposé les modèles mathématiques des phénomènes thermohydrauliques relatifs à l'écoulement à travers les canaux de refroidissement.

Nous avons entamé notre étude en identifiant les caractéristiques et les propriétés du réacteur nucléaire de recherche de 2 MW, en fournissant les dimensions du canal ainsi que les caractéristiques du fluide caloporteur.

Par la suite, nous avons établi les équations de conservation de la masse, de la quantité de mouvement et de l'énergie, en les appliquant au système analysé. On a abordé l'équation permettant de calculer le flux de chaleur pour différents modes de fonctionnement du réacteur, incluant le fonctionnement normal, les situations accidentelles et l'arrêt du réacteur.

Nous avons également présenté un modèle de conduction thermique du combustible, pertinent pour notre étude.

Le modèle $K - \omega(SST)$ (Shear Stress Transport) a été pris en compte pour la modélisation de la turbulence. Nous avons développé les équations de l'énergie cinétique turbulente et du taux spécifique de dissipation. De plus, nous avons abordé le traitement près de la paroi en nous basant sur le modèle des deux couches.

Enfin, on a exposé des corrélations définissant l'évolution des différents paramètres de sûreté nucléaire lors de l'apparition des phénomènes critiques, en comparant les rapports ONBR, DNBR et OFIR à l'unité.

Chapitre 3

Analyse thermohydraulique 3D d'un canal du coeur d'un réacteur nucléaire de recherche à l'état stationnaire

3.1 Introduction

Ce chapitre se concentre sur l'analyse stationnaire d'un canal chaud d'un réacteur nucléaire de recherche de 2 MW en utilisant le logiciel de calcul ANSYS FLUENT.

Ce logiciel nous permet de modéliser la géométrie du canal, de générer le maillage et de configurer les conditions aux limites appropriées.

Les résultats obtenus à partir de cette simulation seront présentés sous forme de profil de vitesse de l'écoulement à travers le canal, afin de vérifier la cohérence de la configuration modélisée avec les principes de l'écoulement du fluide.

L'évolution de la température au niveau de chaque composant du canal, notamment la chaire, la gaine et le fluide caloporteur, sera également présentée. Ces résultats seront utilisés pour vérifier la sûreté nucléaire en calculant les marges qui définissent l'apparition des phénomènes thermohydrauliques critiques.

3.2 Mise en équation :

Lors de la simulation de l'écoulement en mode stationnaire, les équations de conservation sont exprimées de la manière suivante

Conservation de la masse

$$\frac{\partial u}{\partial x} + \frac{\partial v}{\partial y} + \frac{\partial w}{\partial z} = 0 \quad (3.1)$$

Conservation de la quantité de mouvement

Suivant l'axe x :

$$\rho(V_x \frac{\partial V_x}{\partial x} + V_y \frac{\partial V_x}{\partial y} + V_z \frac{\partial V_x}{\partial z}) = -\frac{\partial p}{\partial x} + \mu \left(\frac{\partial^2 V_x}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 V_x}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 V_x}{\partial z^2} \right) + \rho g_x \quad (3.2)$$

Suivant l'axe y :

$$\rho(V_x \frac{\partial V_y}{\partial x} + V_y \frac{\partial V_y}{\partial y} + V_z \frac{\partial V_y}{\partial z}) = -\frac{\partial p}{\partial y} + \mu \left(\frac{\partial^2 V_y}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 V_y}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 V_y}{\partial z^2} \right) + \rho g_y \quad (3.3)$$

Suivant l'axe z :

$$\rho(V_x \frac{\partial V_z}{\partial x} + V_y \frac{\partial V_z}{\partial y} + V_z \frac{\partial V_z}{\partial z}) = -\frac{\partial p}{\partial z} + \mu \left(\frac{\partial^2 V_z}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 V_z}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 V_z}{\partial z^2} \right) + \rho g_z \quad (3.4)$$

Conservation de l'énergie

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial x} [V_x(\rho E + p)] + \frac{\partial}{\partial y} [V_y(\rho E + p)] + \frac{\partial}{\partial z} [V_z(\rho E + p)] &= \frac{\partial}{\partial x} \left(k \frac{\partial T}{\partial x} + (\vec{\tau}_x \cdot \vec{V}) \right) \\ + \frac{\partial}{\partial y} \left(k \frac{\partial T}{\partial y} + (\vec{\tau}_y \cdot \vec{V}) \right) &+ \frac{\partial}{\partial z} \left(k \frac{\partial T}{\partial z} + (\vec{\tau}_z \cdot \vec{V}) \right) - \sum_j h_j \vec{J}_j + S \end{aligned} \quad (3.5)$$

3.3 Élaboration de la géométrie

La géométrie à simuler comprend deux plaques parallèles composées de chaire en uranium, entourées par une gaine en alliage d'aluminium. Le fluide caloporteur s'écoule verticalement entre les deux plaques, de haut en bas le long de l'axe x, comme illustré dans la figure (3.1).

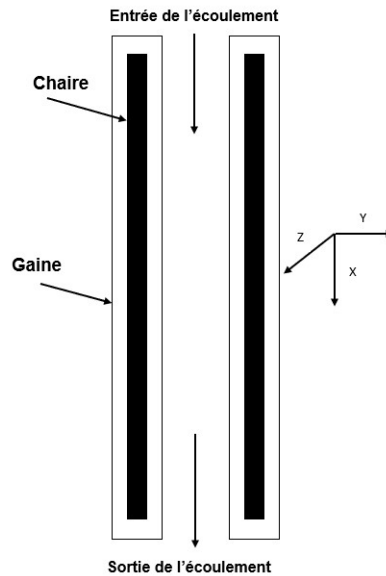


FIGURE 3.1 – Les composants des plaques combustibles.

Pour modéliser la géométrie dans ANSYS FLUENT, nous utiliserons "DESIGN MOLDER". Étant donné que les deux plaques sont symétriques, nous créerons uniquement la moitié de la configuration en incluant la gaine, la chaire et le fluide caloporteur, comme illustré dans la figure (3.2).

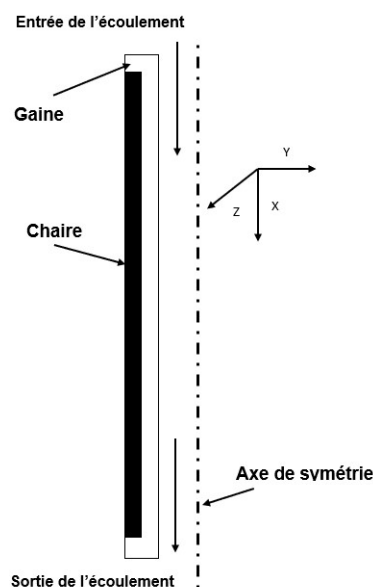


FIGURE 3.2 – Géométrie réalisé .

Pour garantir que les éléments du maillage soient ultérieurement de forme hexaédrique régulière, nous avons découpé la gaine en 17 parallélépipèdes et le fluide en 18 parallélépipèdes de différents taille, illustré dans la figure (3.3).

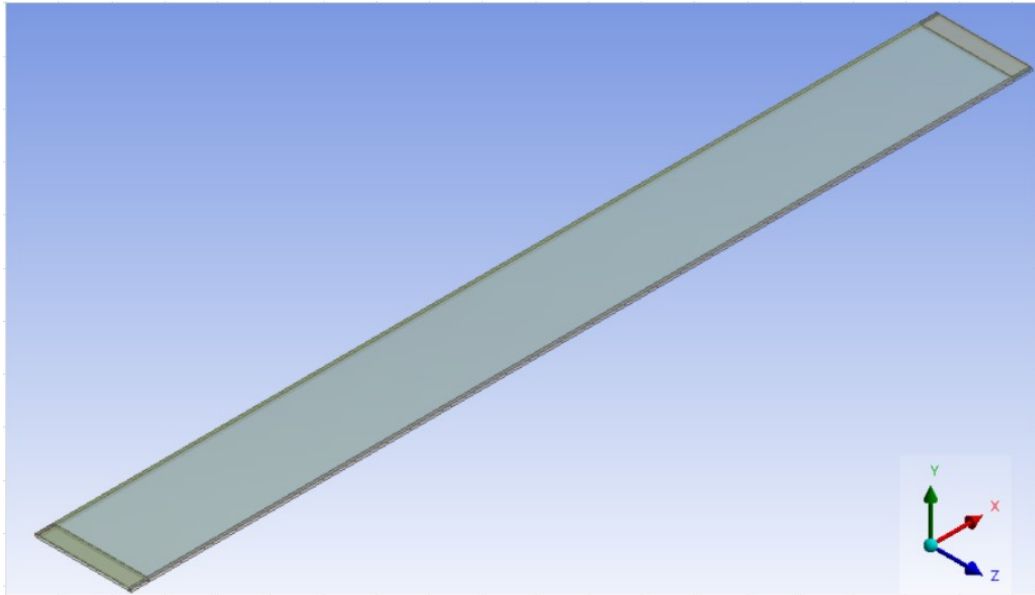


FIGURE 3.3 – Géométrie du canal en 3D.

Les vues de la géométrie suivant les plans (XZ), (YZ) et (XY) sont illustrés respectivement dans les figures (3.4), (3.5)

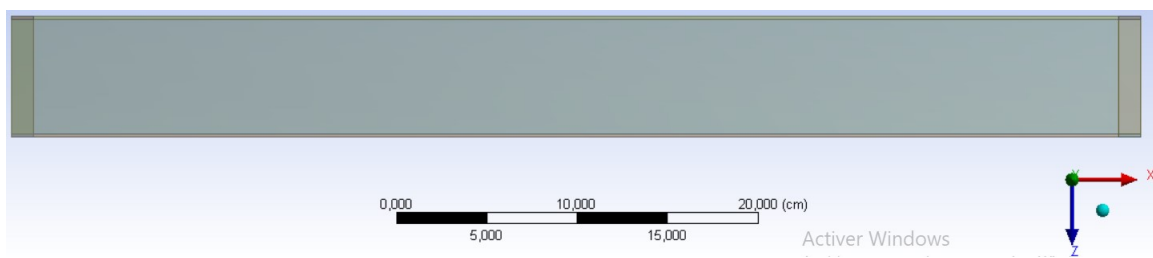


FIGURE 3.4 – La vue de la géométrie dans le plan (XZ).

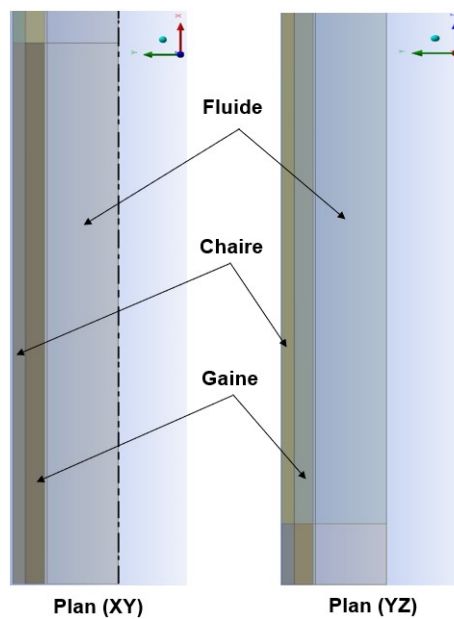


FIGURE 3.5 – La vue de la géométrie dans les plans (XY) et (YZ).

3.4 Création du maillage

3.4.1 Elaboration du maillage

Le maillage obtenu pour la géométrie suivant les trois (3) plans est présenté sur les figures(3.6),(3.7) et (3.8) :

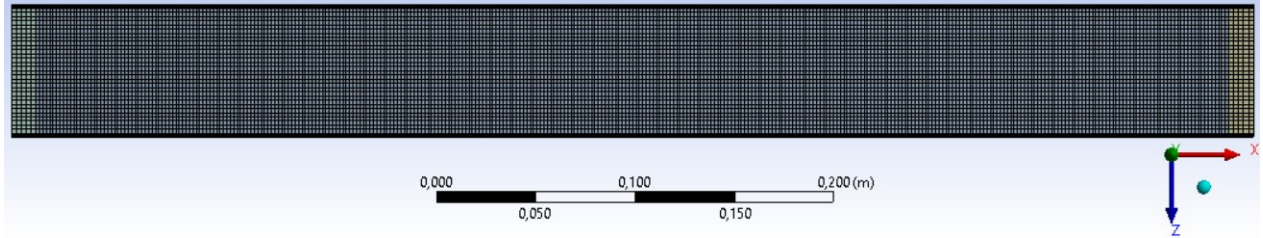


FIGURE 3.6 – Vue de maillage dans le plan (XZ).

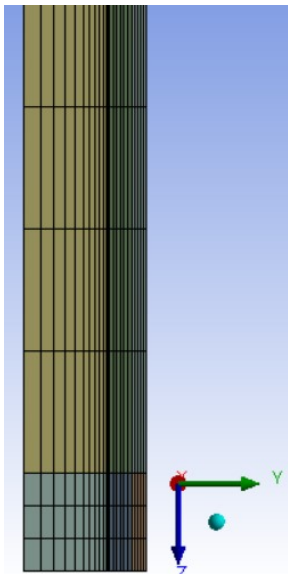


FIGURE 3.7 – Vue de maillage dans le plan (yZ).

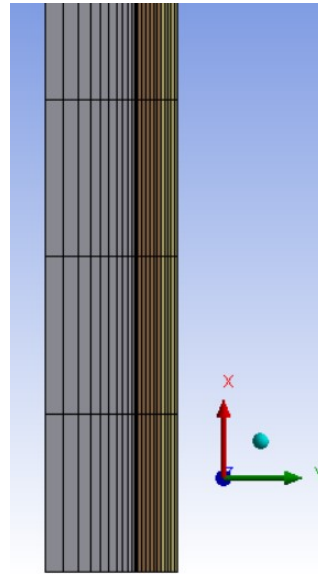


FIGURE 3.8 – Vue de maillage DANS le plan (XY).

3.4.2 Convergence du maillage

Afin de réduire les coûts numériques en minimisant le nombre d'éléments du maillage sans compromettre la fiabilité et la précision des résultats, une étape cruciale consiste à effectuer un test d'indépendance du maillage.

L'objectif de ce test est de s'assurer que les résultats obtenus ne dépendent pas du maillage utilisé. Pour cela, on étudie l'évolution de la température maximale de la gaine pour différentes résolutions de maillage.

Le choix final du maillage est celui qui permet d'obtenir un profil de température qui ne change pas significativement avec une augmentation de la résolution du maillage.

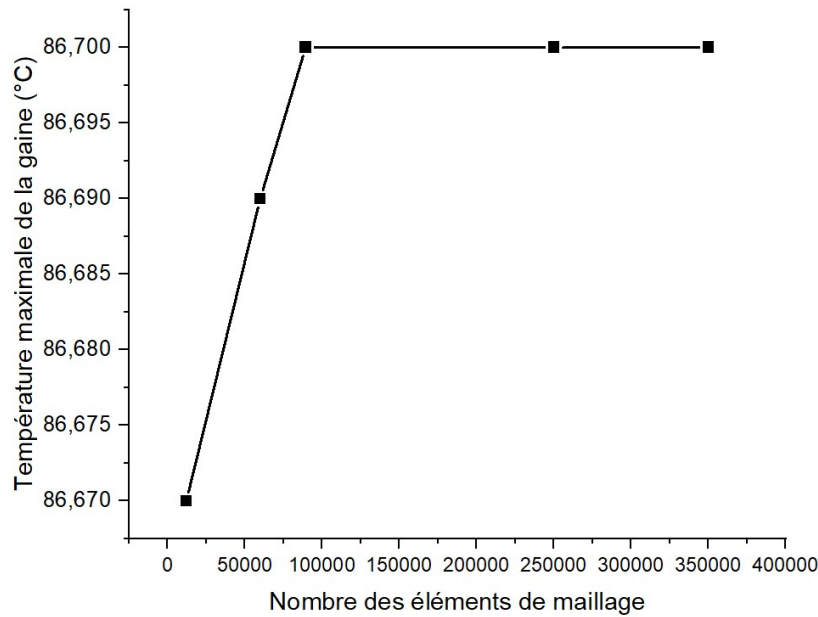


FIGURE 3.9 – Evolution de la température maximale de la gaine suivant le nombre des mailles.

Selon les résultats présentés sur la figure(3.9) on trouve que la solution se stabilise à partir d'un nombre de mailles de 89280 éléments et pour notre étude nous allons utiliser un maillage de 345960 éléments.

3.5 Source de chaleur

Le flux de chaleur suit le modèle d'El-Wakil défini précédemment par l'équation (2.12), et en appliquant les caractéristiques du réacteur nucléaire de recherche de 2MW l'équation introduite deviendra :

$$q' = 778705077.4 * \cos\left(\frac{\pi x}{0.775}\right) \quad (3.6)$$

Cette dernière est introduite à l'aide d'un UDF (User Defined Function) par un script écrit en langage C.

3.6 Applications et résultats

Après avoir généré la simulation en utilisant les conditions de calcul, les résultats sont présentés sous forme d'évolution des différents paramètres thermohydrauliques dans le canal, tels que la vitesse et la température. De plus, une analyse de sûreté est effectuée.

3.6.1 Profil de vitesse

La figure (3.10) illustre les contours de la vitesse qui a été observé au milieu du canal. On peut remarquer que la vitesse est faible juste à l'entrée, puis elle augmente le long du canal. On observe également qu'elle est nulle aux deux extrémités suivant l'axe (Z).

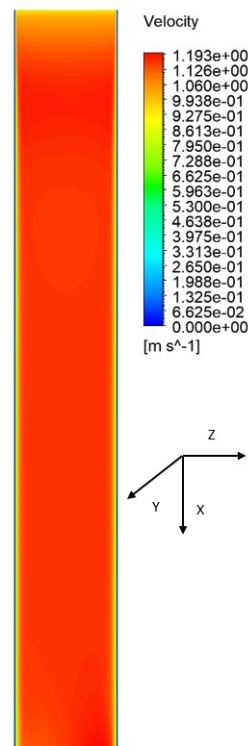


FIGURE 3.10 – Profil de vitesse de l'écoulement suivant la largeur du canal.

Le profil de vitesse dans la figure (3.11) a été réalisé au milieu du canal suivant l'épaisseur, ou l'écoulement du fluide deviendra plus stable à ce niveau par rapport à l'entrée du canal.

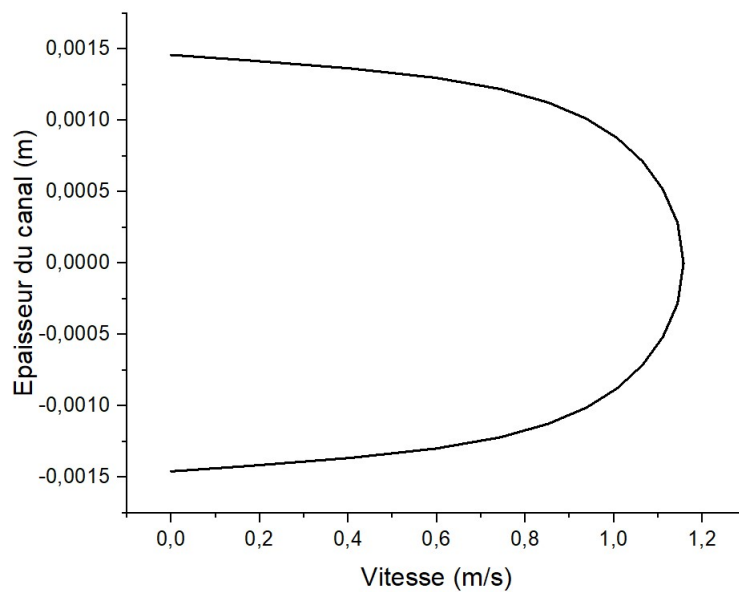


FIGURE 3.11 – Profil de vitesse de l'écoulement suivant l'épaisseur du canal.

Le profil de vitesse est symétrique par rapport au centre du canal. La vitesse maximale se trouve au centre du canal et elle est de 1.15 m/s, tandis que en rapprochant au paroi

la vitesse diminue progressivement en s'approchant des parois jusqu'à 0 m/s.

3.6.2 Profil de température :

La distribution du température dans le plan (Z,X) pour la chaire, la gaine et le fluide caloporteur est représentée dans la figure (3.12) :

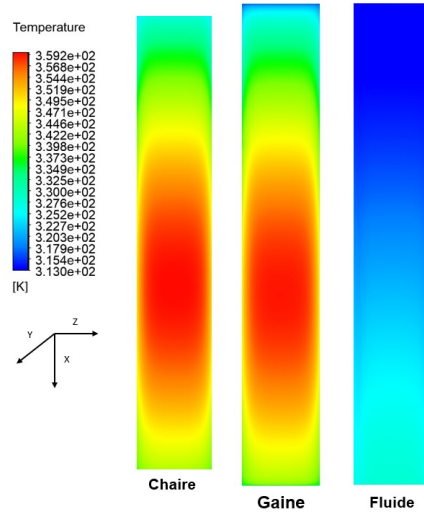


FIGURE 3.12 – Distribution de la température de la chaire, de la gaine et du fluide de refroidissement.

L'analyse des contours de température révèle que la distribution de la température pour la chaire et la gaine présente un comportement similaire.

La température augmente de l'entrée jusqu'à atteindre un maximum qui est décalé par rapport au centre du canal, puis elle diminue progressivement jusqu'à la sortie.

En revanche, pour le fluide caloporteur, la température augmente de manière monotone le long du canal.

Afin de visualiser ces résultats en graphe on a moyenné les températures de la gaine, la chaire et le fluide de refroidissement.

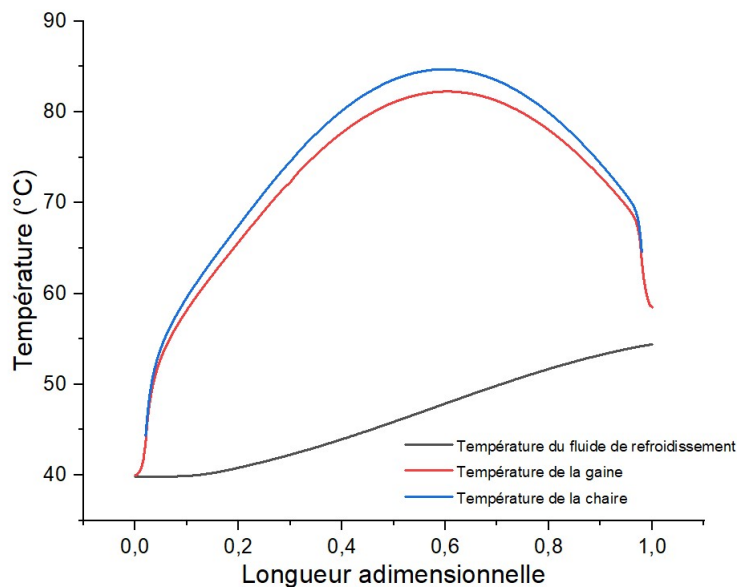


FIGURE 3.13 – Évolution de la température de la chaire, de la gaine et du fluide de refroidissement le long du canal.

La figure (3.13) présente l'évolution de la température de la gaine, de la chaire et du fluide de refroidissement le long du canal,

Tout d'abord, en ce qui concerne le fluide de refroidissement, on observe une augmentation progressive de la température le long du canal. À l'entrée du canal, la température est de 40°C , et elle atteint une valeur de $54,40^{\circ}\text{C}$ à la sortie du canal.

En ce qui concerne la gaine, on remarque une augmentation de la température depuis l'entrée du canal jusqu'à un certain point, puis une diminution ultérieure. À l'entrée du canal, la température de la gaine est de 40°C , puis elle augmente progressivement jusqu'à atteindre un maximum de $82,25^{\circ}\text{C}$ à environ 60% de la longueur du canal. Ensuite, la température de la gaine diminue progressivement jusqu'à $58,49^{\circ}\text{C}$ à la sortie du canal.

Pour la chaire, on observe une tendance similaire à celle de la gaine, mais avec un décalage par rapport à l'entrée et à la sortie du canal. La température de la chaire à l'entrée du canal est de $44,43^{\circ}\text{C}$, puis elle augmente jusqu'à atteindre un maximum de $84,69^{\circ}\text{C}$ à environ 0.6 de la longueur du canal. Ensuite, la température de la chaire diminue progressivement jusqu'à $64,61^{\circ}\text{C}$ à la fin de la chaire.

3.6.3 Analyse de sûreté

Afin de garantir le bon fonctionnement du réacteur nucléaire, une analyse de sûreté est effectuée pour évaluer les marges de sûreté par rapport aux phénomènes critiques qui peuvent se produire dans le canal de refroidissement.

L'analyse se concentre sur trois phénomènes : l'ébullition nucléée (ONB), la crise de l'ébullition (DNB) et l'apparition d'instabilité de l'écoulement (OFI).

Température d'ébullition nucléée T_{ONB}

À partir de l'équation (2.21), on calcule la température d'ébullition le long du canal. La Figure (3.13) représente l'évolution de T_{ONB} en fonction de la longueur adimensionnelle du canal.

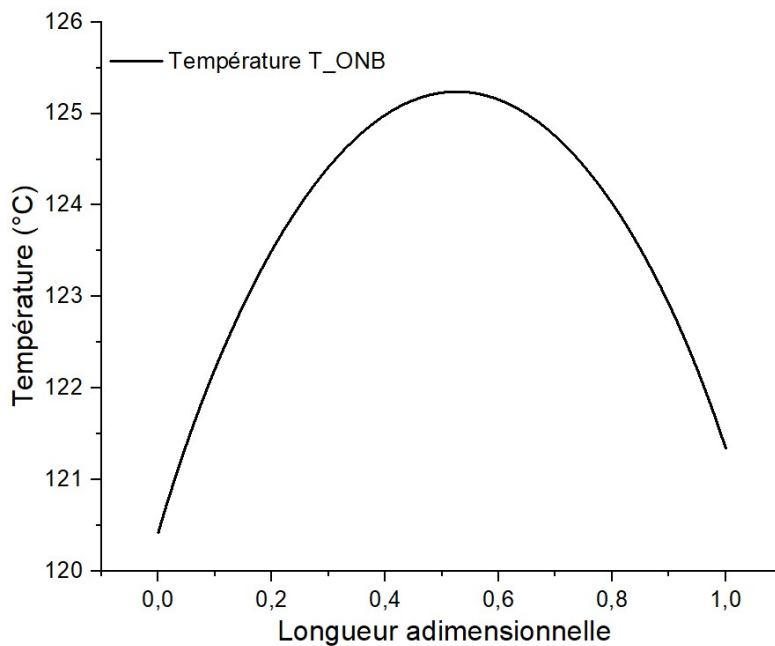


FIGURE 3.14 – Évolution de la température d'ONB le long du canal.

En observant le profil d'évolution de la température d'ébullition nucléée le long du canal, on remarque qu'il présente une forme parabolique. À l'entrée du canal, la tempé-

rature d'ébullition est de $120,42^{\circ}\text{C}$, puis elle augmente jusqu'à atteindre son maximum de $125,23^{\circ}\text{C}$ à une distance adimensionnelle de 0,52 de la longueur du canal. Ensuite, elle diminue jusqu'à la sortie du canal, atteignant une valeur de $121,34^{\circ}\text{C}$.

Il est important de noter que la température maximale du fluide établie précédemment dans la Figure (3.14) est inférieure à la température d'ébullition nucléée de $125,23^{\circ}\text{C}$. Par conséquent, nous pouvons conclure que le cœur du réacteur, pendant son fonctionnement normal, n'atteint pas l'ébullition nucléée.

Marges de sureté

Après avoir vérifié que le fonctionnement normal du réacteur est loin de l'ébullition nucléée, nous pouvons quantifier les marges de sûreté par rapport aux phénomènes critiques. En calculant ONBR, DNBR et OFIR.

Les équations correspondantes pour le calcul de ces rapports sont respectivement définies par les équations (2.28), (2.30) et (2.33).

Ces rapports permettent d'évaluer les marges de sûreté du réacteur en comparant les conditions réelles du canal de refroidissement aux limites critiques associées à chaque phénomène.

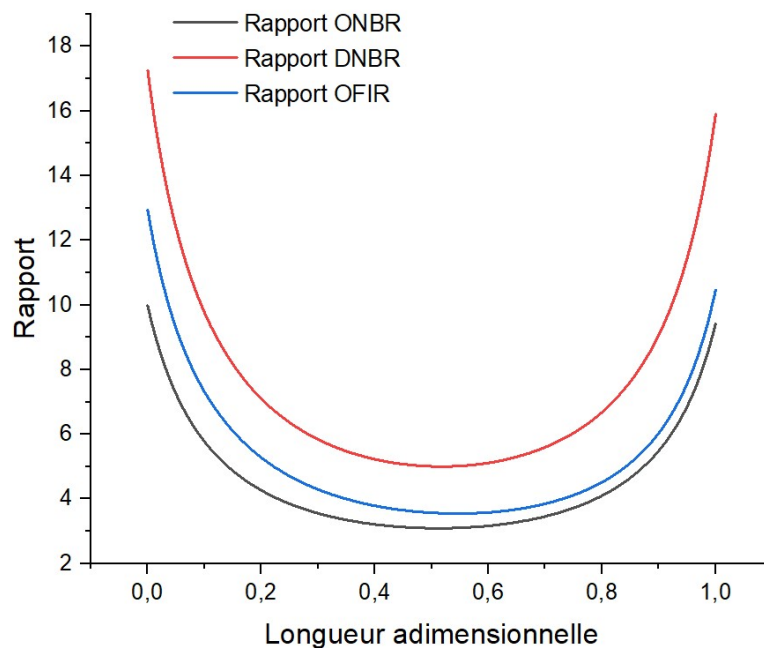


FIGURE 3.15 – Évolution des rapports de sûreté le long du canal.

La Figure (3.15) présente les variations des rapports de marges de sûreté ONBR, DNBR et OFIR le long du canal

On observe que le rapport concernant l'apparition de l'ébullition nucléée (ONBR) est le plus petit par rapport aux autres. Ensuite vient le rapport définissant l'apparition de l'instabilité de l'écoulement (OFIR), suivi par le rapport de la crise d'ébullition (DNBR).

En examinant le rapport ONBR, on constate une évolution parabolique le long du canal. Sa valeur est de 9.97 à l'entrée du canal, de 9.5 à la sortie et atteint un minimum de 3.04 au milieu du canal. Étant donné que cette valeur est supérieure à 1, nous pouvons confirmer que le réacteur nucléaire fonctionne sans risque d'ébullition nucléée .

En ce qui concerne le rapport DNBR, on observe également une évolution parabolique le long du canal. Sa valeur est de 17.2 à l'entrée du canal, diminue jusqu'à atteindre un minimum de 5.03 à 0.5 de la longueur du canal, puis augmente jusqu'à 15.9 à la sortie. Étant donné que la valeur minimale est supérieure à 1, nous pouvons conclure que le réacteur fonctionne normalement sans atteindre la crise d'ébullition.

Pour l'OFIR, on observe également une évolution parabolique le long du canal. Sa valeur est de 12.9 à l'entrée du canal, diminue jusqu'à atteindre 3.2 à 0.55 de la longueur du canal, puis augmente jusqu'à 10.1 à la sortie. Étant donné que la valeur minimale de l'OFIR est supérieure à 1, nous pouvons affirmer que le réacteur, dans son fonctionnement normal, est à l'abri de l'apparition d'une instabilité de l'écoulement dans le canal.

3.7 Conclusion

Dans cette partie on a pu simuler l'écoulement du caloporteur le long du canal chaud pour un réacteur nucléaire de recherche à 2MW en utilisant le code ANSYS FLUENT, passant par l'élaboration de la géométrie, la création du maillage dans le cadre de déterminer le maillage le plus adapté et le moins coûteux du point de vue numérique.

Par la suite on a interprété les résultats présentés sous forme de profil de vitesse, la distribution de température au niveau de la gaine, la chaire et le fluide de refroidissement et on a trouvé que les résultats de cette étude démontrent que la modélisation mathématique de l'étude thermohydraulique du canal du coeur du réacteur nucléaire de recherche de 2MW est hautement fiable et en corrélation avec le comportement réel de toutes les quantités physiques.

Par la suite, nous avons quantifié la température d'ébullition nucléée du coeur du réacteur et, en la comparant avec la température du fluide, nous avons vérifié que le réacteur nucléaire, lors de son fonctionnement normal, est loin d'atteindre l'ébullition nucléée.

Enfin, nous avons calculé les marges de sûreté définissant l'apparition des phénomènes critiques dans le canal de refroidissement, à savoir ONB, DNB et OFI.

Chapitre 4

Analyse 3D de quatre différentes configurations de blocage sans protection

4.1 Introduction

Après une long utilisation du réacteur, des impuretés mécaniques et d'autres débris peuvent facilement se retrouver dans le canal de refroidissement, ce qui peut entraîner un blocage de l'écoulement. Ma et al (2018)

Les accidents de blocage de l'écoulement peuvent également survenir en raison d'autres cas, tels que le flambage et les déformations au niveau des plaques combustible dû aux contraintes thermiques.

Le blocage de l'écoulement dans le canal obstrué ne conduira pas à une diminution apparente du débit massique total dans le cœur du réacteur, mais cela provoque seulement un accident de perte d'écoulement (LOFA) qui peut entraîner une augmentation de la température maximale des plaques de combustible et une redistribution du liquide de refroidissement dans le canal de refroidissement parallèle.

Dans ce chapitre, nous allons analysé les accidents de blocage de débit pouvant survenir le long des canaux de refroidissement d'un réacteur nucléaire de recherche de 2 MW.

4.2 Modélisation des configurations du blocage :

L'étude présentée a simulé quatre différents cas d'accidents de blocage de l'écoulement, tous avec un blocage de 80%, présentés dans les figures (4.1), (4.2), (4.3) et (4.4). Le débit massique du liquide de refroidissement a considérablement diminué, entraînant une série de conséquences subséquentes en raison du blocage de l'écoulement dans le canal. Afin de simuler ces différentes configurations, ANSYS FLUENT a été utilisé dans la recherche.

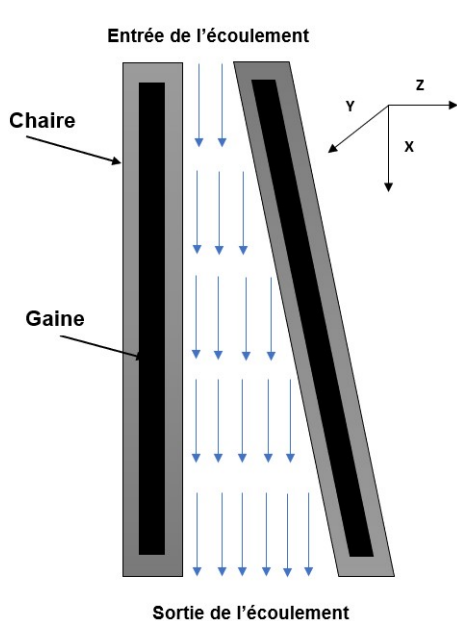


FIGURE 4.1 – Blocage à l'entrée

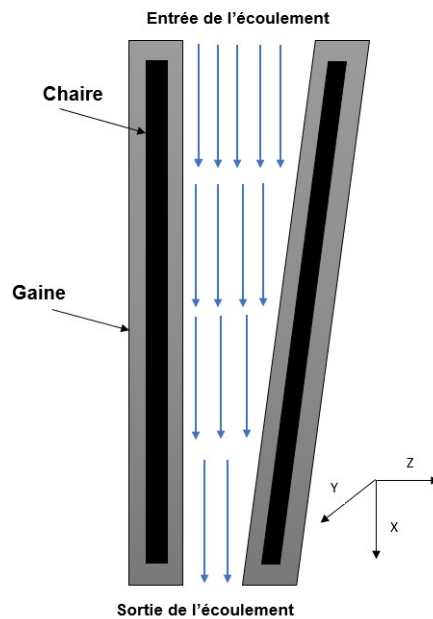


FIGURE 4.2 – Blocage à la sortie .

4.2.1 Réalisation des géométries :

Pour réaliser les quatre configurations, nous avons utilisé le logiciel "Design Modeler" d'ANSYS FLUENT. Étant donné qu'il n'y avait pas de symétrie entre les deux plaques du canal, car l'une d'entre elles avait été déformée contrairement au cas non accidentel, nous avons dû modéliser les deux plaques.

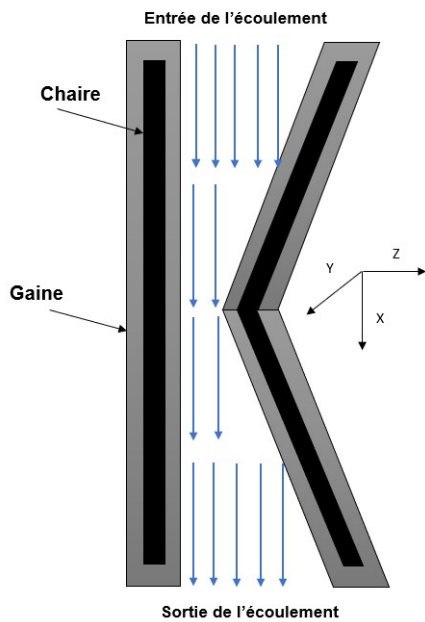


FIGURE 4.3 – Blocage au milieu avec une cassure

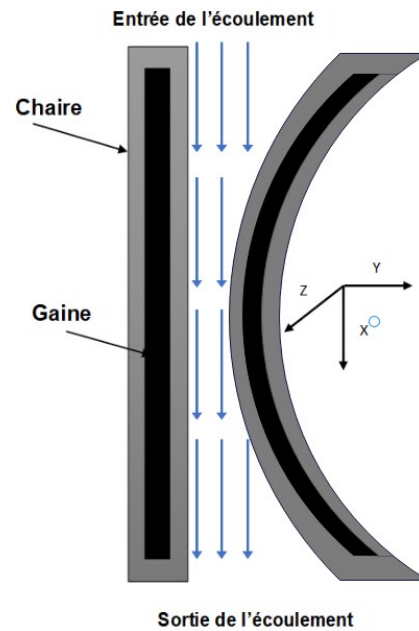


FIGURE 4.4 – Blocage au milieu avec un flambage.

Blocage au niveau de l'entrée du canal :

Dans ce cas, le canal est composé de deux plaques, l'une est à son état normal et l'autre est inclinée de bas vers le haut afin de créer une diminution de la section d'entrée du canal de 80%. Comme le montre la figure (4.5), la section d'entrée du canal et la section de sortie sont respectivement représentées.

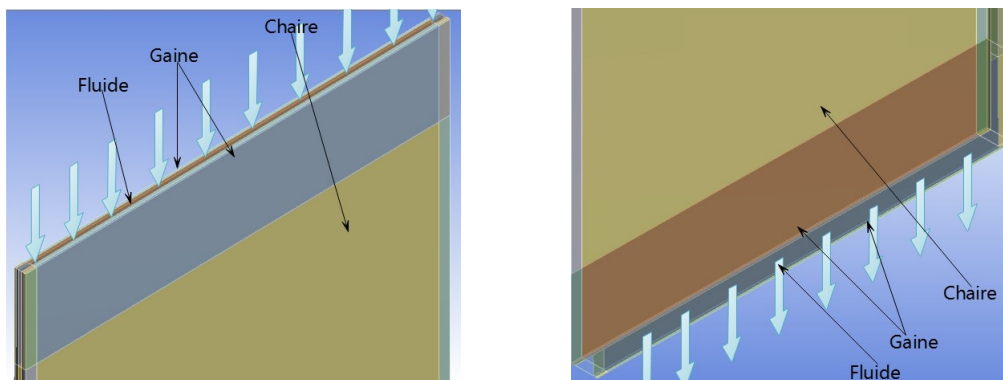


FIGURE 4.5 – Entrée et la sortie du canal pour la configuration du blocage à l'entrée.

Blocage au niveau de la sortie du canal :

Dans ce scénario, la deuxième plaque déformée du canal est inclinée du haut vers le bas pour créer un blocage de 80% à la sortie du canal. La figure (4.6) montre la différence de section entre l'entrée et la sortie du canal.

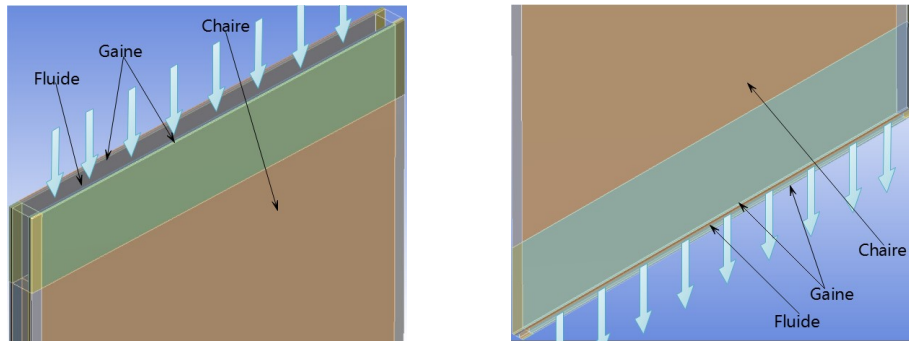


FIGURE 4.6 – Entrée et la sortie du canal pour la configuration du blocage à la sortie.

Blocage au milieu du canal avec une cassure

Dans ce cas, la section du canal a diminué de 80% par rapport à la section initiale au milieu du canal en raison d'une cassure au niveau de la deuxième plaque. La figure (4.7) représente respectivement la section du canal à l'entrée, au milieu et à la sortie du canal.

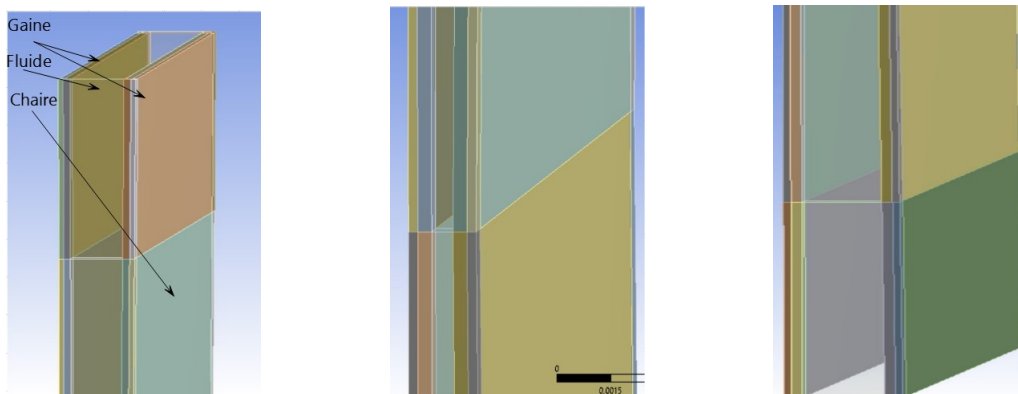


FIGURE 4.7 – Entrée, milieu et la sortie du canal pour la configuration d'une cassure.

Blocage au milieu du canal avec un flambage

Dans cette configuration, le blocage se situe au milieu du canal avec une diminution de 80% de la section. Le blocage est causé par le flambage vers l'intérieur de la deuxième plaque du canal sous forme d'arcs de cercle définis par trois points : deux aux extrémités du canal et un au milieu avec des coordonnées ajustées pour atteindre le taux de blocage requis. A. Salama (2012). La figure (4.8) présente respectivement les sections du canal à l'entrée, au milieu et à la sortie.

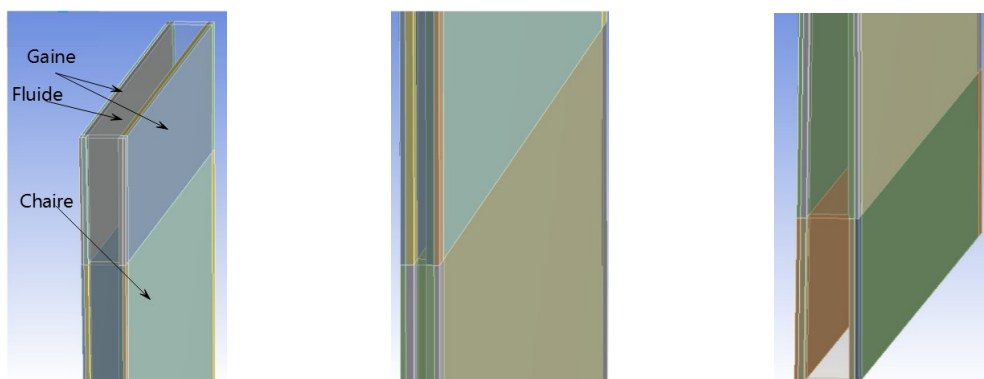


FIGURE 4.8 – Entrée, milieu et la sortie du canal pour la configuration d'un flambage.

Vue globale des quatre configurations sur ANSYS

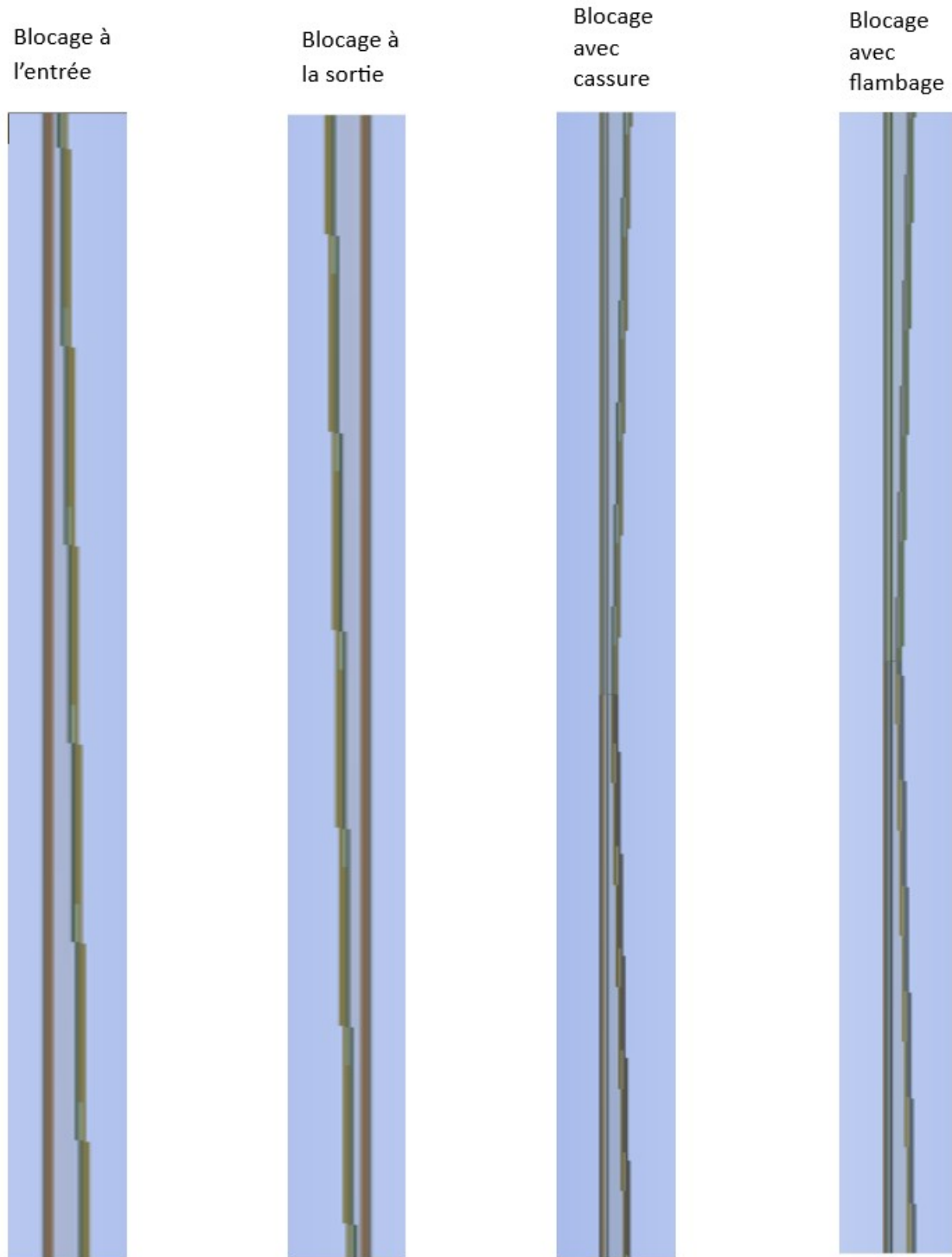


FIGURE 4.9 – Vue globale des quatre configurations sur ANSYS.

4.3 Création du maillage

Un maillage uniforme à été réalisé pour les quatre configuration . Pour assurer une simulation précise de l'écoulement , un maillage fin près des parois a été réalisé. Les figures (4.10), (4.11), (4.12) et (4.13) présentent le maillage obtenu pour chaque configuration.

4.3.1 Convergence de maillage

Afin d'assurer que les résultats obtenus ne dépendent pas du maillage utilisé, on étudie la température du fluide a la sortie du canal pour différents résolution du maillage, Le choix final du maillage est celui qui permet d'obtenir un profil de température qui ne change pas significativement avec une augmentation de la résolution du maillage. Le tableau (2.1) représente la variation de la température maximale de la gaine en fonction des différents résolution du maillage pour les quatre configuration.

TABLE 4.1 – Variation de la température max de la gaine en fonction de nombres de mailles

Configuration1		Configuration2		Configuration3		Configuration4	
Nombre de mailles	T (°C)	Nombre de mailles	T (°C)	Nombre de mailles	T(°C)	Nombre de mailles	T(°C)
63840	159.54	63840	164,19	43900	156,80	43900	179,02
91520	159.76	91520	164,25	85700	157,15	85700	179,51
184800	159.83	184800	164,29	16470	157,40	145700	179,77
316800	159.9	316800	164,30	250000	157,40	236800	179,78
440000	159.9	440000	164,30	382000	157,40	382000	179,78

4.4 Elaboration du maillage

Maillage du blocage à l'entrée

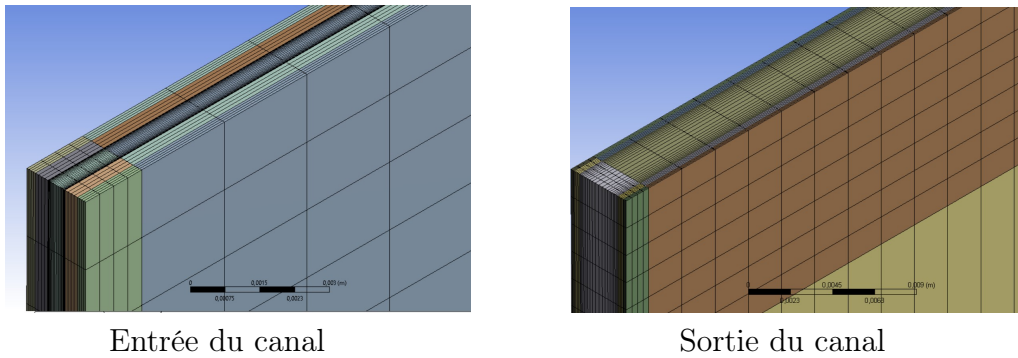


FIGURE 4.10 – Le maillage généré sur l'entrée et la sortie du canal pour le blocage à l'entrée.

Maillage du blocage à la sortie

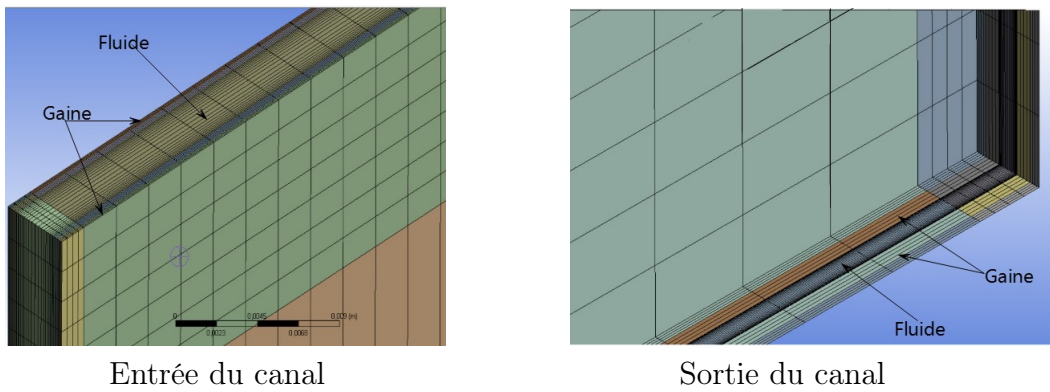


FIGURE 4.11 – Le maillage généré sur l'entrée et la sortie du canal pour le blocage à la sortie.

Maillage du blocage au milieu avec une cassure

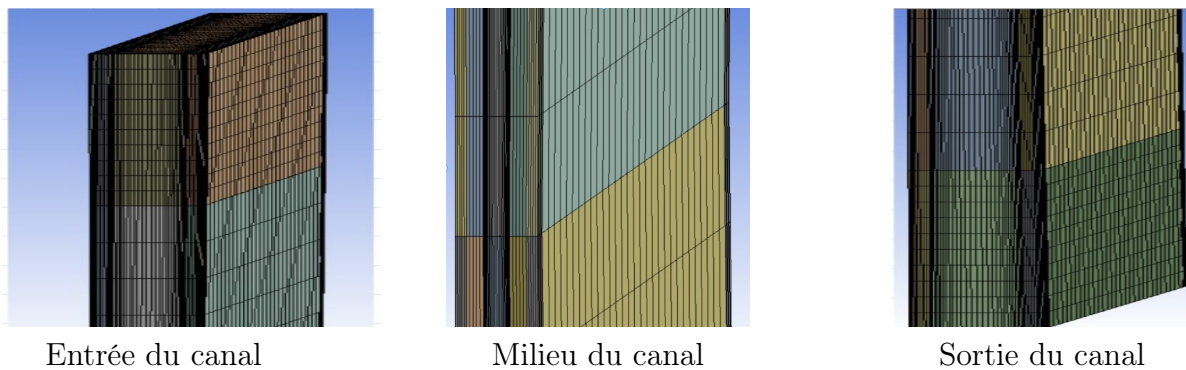


FIGURE 4.12 – Le maillage généré sur l'entrée, milieu et à la sortie du canal pour la configuration du cassure .

Maillage du blocage au milieu avec un flambage

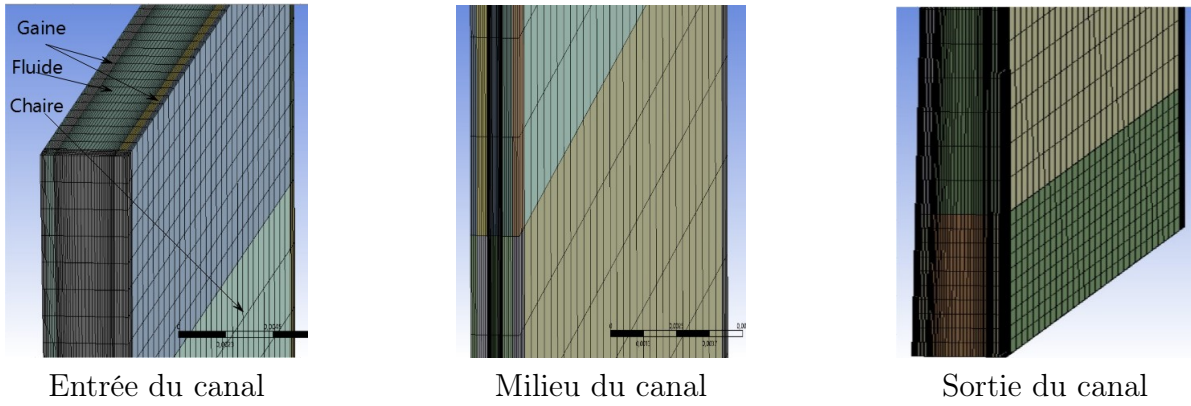


FIGURE 4.13 – Le maillage généré sur l’entrée, milieu et à la sortie du canal pour la configuration du flambage.

4.5 Application et analyse des résultats

4.5.1 Source de chaleur

La source de chaleur est définie de la même façon que dans le cas non accidentel stationnaire décrit déjà dans le chapitre précédent. Équation (3.8)

4.5.2 Résultats du blocage à l’entrée du canal

La distribution de la température, de la vitesse et du pression dans le plan (xz) sont montrées dans la figure (4.14) :

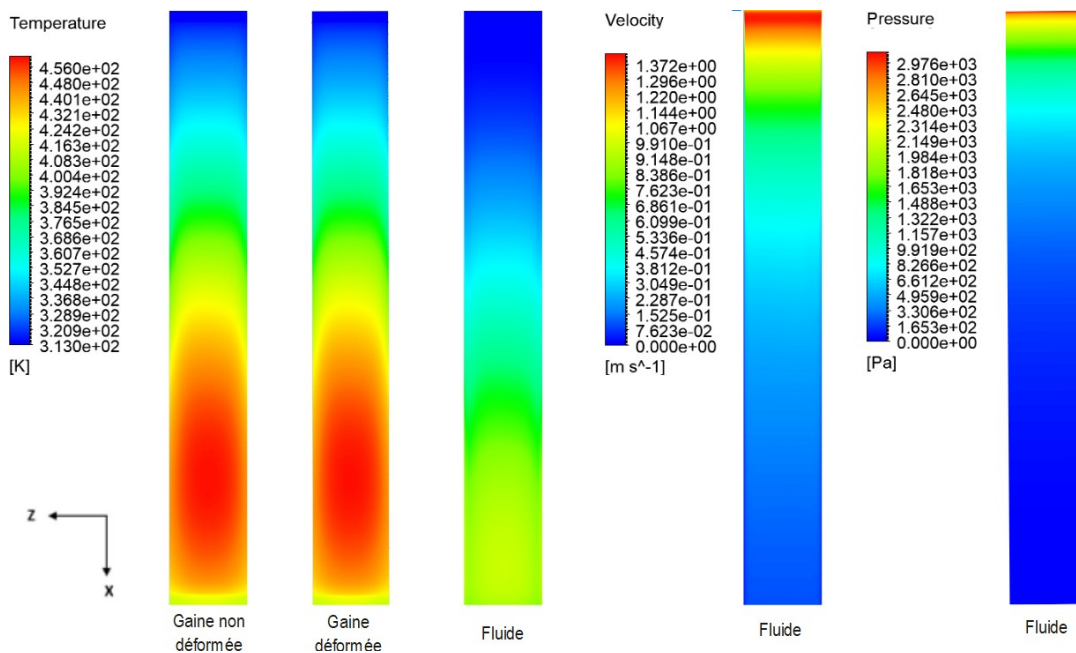


FIGURE 4.14 – Contours de températures de la gaine du fluide, de la vitesse et de la chute de pression pour le blocage à l’entrée.

La figure (4.14) représente la variation des différents paramètres thermohydrauliques, notamment la température, la pression et la vitesse dans le cas où le canal est bloqué à l'entrée.

Il est à noter que la partie la plus chaude de la gaine se situe dans la partie inférieure, de même que pour le fluide.

En ce qui concerne la vitesse et la pression, elles ont presque le même comportement : leur valeur maximale se trouve à l'entrée, puis elles diminuent le long du canal.

Les courbes présentés sur la figure (4.15) montrent le profil du température pour la gaine et pour le fluide de refroidissement le long du canal dans le plan milieu de la section restreinte du canal.

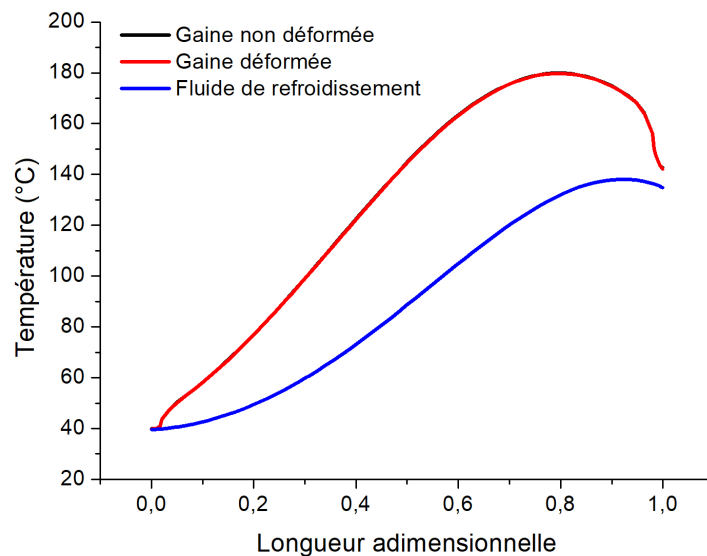


FIGURE 4.15 – Profil de température de la gaine déformée, la gaine non déformée et du fluide de refroidissement

La température du fluide est de 40°C à l'entrée du canal, puis elle augmente pour atteindre 133°C à la sortie du canal.

Quant à la température de la gaine, elle est de 40°C à l'entrée du canal et atteint son maximum de 180°C à 0,8 de la longueur adimensionnelle du canal, avant de diminuer jusqu'à 140°C à la sortie du canal.

La figure (4.16) représente le profil de vitesse de l'écoulement pris du plan milieu de la section restreinte du canal en fonction de la longueur adimensionnelle du canal.

On remarque que la vitesse décroît le long du canal. À l'entrée où la section est minimale, la vitesse est de 1,3 m/s, puis elle diminue jusqu'à atteindre une valeur de 0,17 m/s à la sortie du canal pour la section maximale.

Il est important de noter que cette décroissance de la vitesse est liée directement à la variation de la section le long du canal.

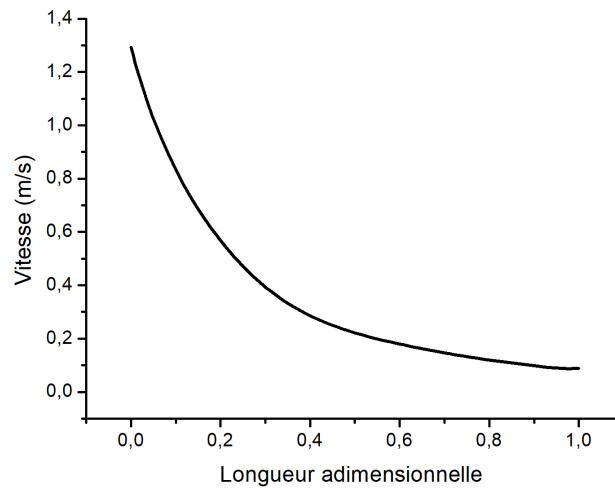


FIGURE 4.16 – Profil de vitesse du fluide de refroidissement le long du canal.

La figure (4.17) représente la variation de la chute de pression en (Pa) du fluide en fonction de la longueur adimensionnelle.

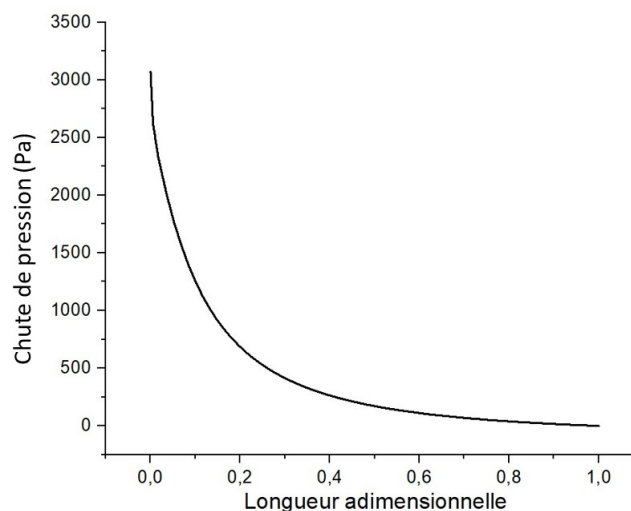


FIGURE 4.17 – Profil de chute de pression du fluide de refroidissement le long du canal.

On remarque que le profil de chute de pression décroît de manière exponentielle en fonction de la longueur adimensionnelle du canal. À l'entrée du canal, la chute de pression est de 3095 Pa, puis elle diminue le long du canal jusqu'à atteindre une valeur de 0,43 Pa.

4.5.3 Resultats du blocage à la sortie du canal

La figure (4.18) représente la variation des différents paramètres thermohydrauliques, y compris la température, la pression et la vitesse, dans le cas où le blocage du canal se trouve à la sortie.

On remarque que la partie la plus chaude de la gaine se situe au milieu du canal, tandis que la température du fluide augmente le long du canal.

En ce qui concerne la vitesse, celle-ci est minimale à l'entrée du canal, puis elle augmente le long du canal, avec une valeur maximale atteinte à la sortie du canal. Cette augmentation de la vitesse est due à la diminution de la section transversale du canal.

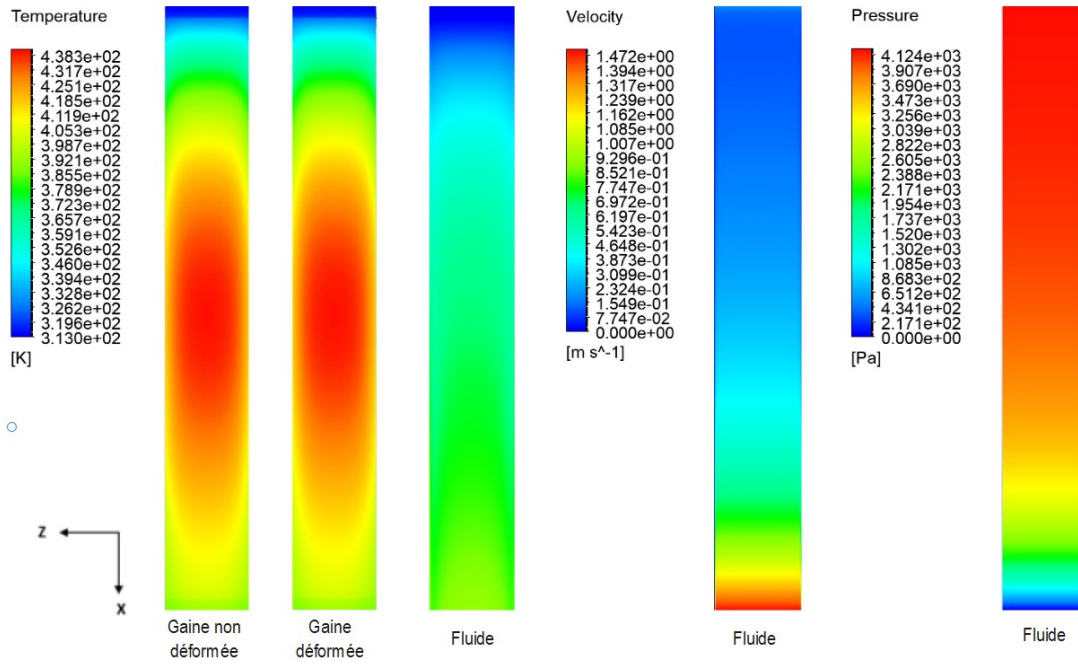


FIGURE 4.18 – Contour de température de la gaine et le fluide, la vitesse et la pression du fluide.

Le profil de chute de pression montre que la chute de pression est maximale à l'entrée du canal, puis elle diminue le long du canal jusqu'à atteindre sa valeur minimale à la sortie.

Les courbes présentées la figures (4.19) montrent le profil du température pour la gaine et pour le fluide de refroidissement le long du canal.

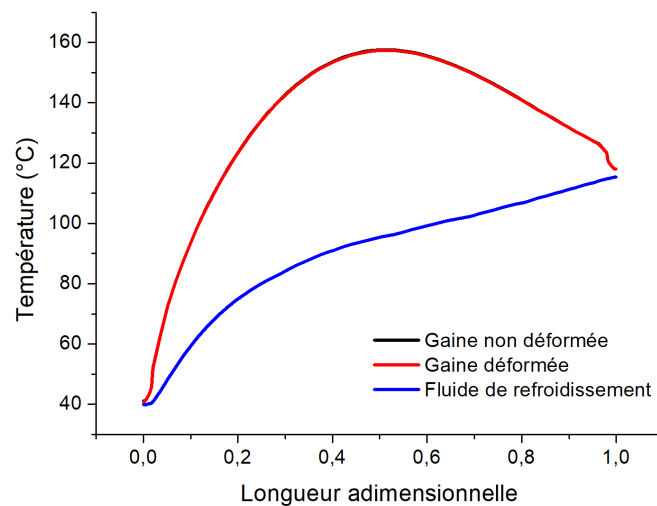


FIGURE 4.19 – Profil de température de la gaine et du fluide de refroidissement le long du canal.

À l'entrée du canal, la température du fluide est de 40°C et elle augmente progressivement pour atteindre 115°C à la sortie du canal. Parallèlement, la température de la gaine est de 40°C à l'entrée du canal et elle atteint son maximum de 157°C à 0.51 de la longueur adimensionnelle du canal, puis elle diminue pour atteindre 117°C à la sortie du canal.

La variation de la vitesse du fluide suivant l'axe x de l'écoulement est présenté dans la figure (4.20).

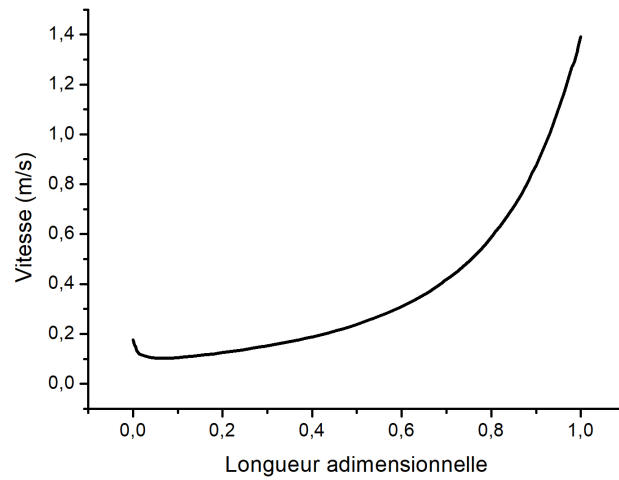


FIGURE 4.20 – Profil de vitesse du fluide de refroidissement le long du canal.

On peut observer que la vitesse de l'écoulement augmente au fur et à mesure que l'on s'éloigne de l'entrée du canal.

À l'entrée, où la section est maximale, la valeur de la vitesse est de 0.1 m/s, puis elle augmente progressivement pour atteindre une valeur de 1.37 m/s à la sortie du canal, où la section est minimale.

La figure (4.21) représente la variation de la chute de pression en (Pa) du fluide en fonction de la longueur adimensionnelle.

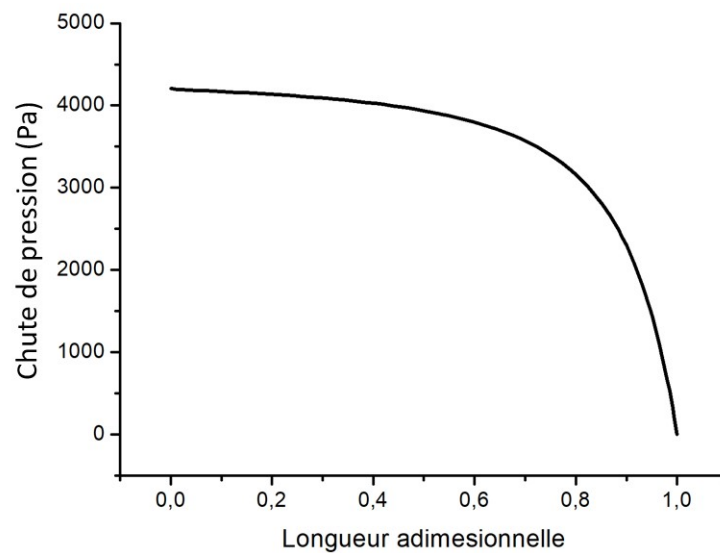


FIGURE 4.21 – Profil de chute de pression du fluide de refroidissement le long du canal.

On peut remarquer que le profil de chute pression décroît de manière logarithmique en fonction de la longueur adimensionnelle du canal. À l'entrée du canal, la chute de pression est de 3207 Pa, puis elle diminue progressivement le long du canal pour atteindre une valeur de 1.93 Pa.

4.5.4 Résultats du blocage par une cassure

La distribution de la température, de la vitesse et de la pression dans le plan (xz) sont montrées dans la figure (4.22) :

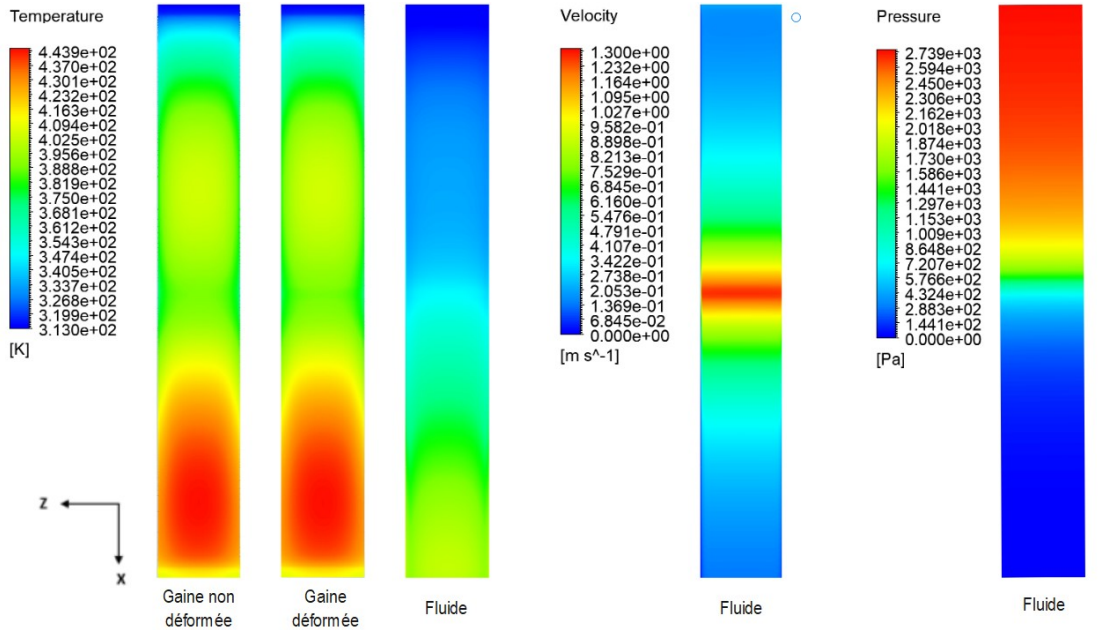


FIGURE 4.22 – Contour de température de la gaine et le fluide, la vitesse et la pression du fluide.

On peut observer que la gaine est divisée en deux parties pratiquement, où la température atteint deux pics différents le long du canal, avant et après la position de la cassure. La température du fluide augmente progressivement le long du canal.

En ce qui concerne la vitesse, elle augmente jusqu'à atteindre un pic au niveau de la cassure, puis elle diminue jusqu'à la sortie du canal.

Le contour de chute de pression montre que la pression est maximale à l'entrée, puis elle commence à diminuer au niveau de la cassure jusqu'à la sortie du canal.

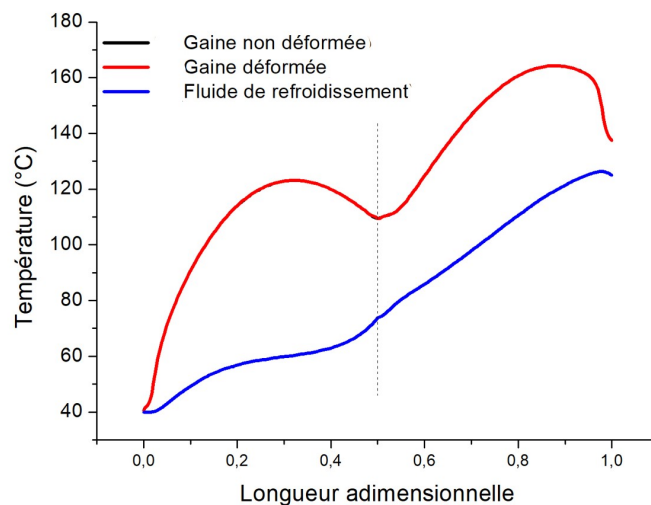


FIGURE 4.23 – Profil de température de la gaine et du fluide de refroidissement.

La figure (4.23) présente le profil de température le long du canal pour la gaine et le fluide de refroidissement.

À l'entrée du canal, la température du fluide est de 40°C . Elle augmente graduellement pour atteindre 126.24°C à la sortie du canal.

Concernant la température de la gaine, elle est également de 40°C à l'entrée du canal. Elle augmente ensuite pour atteindre un premier pic de 121°C à une position correspondant à 0,28 de la longueur adimensionnelle du canal.

Ensuite, elle diminue jusqu'à atteindre une température de 115°C au niveau de la cassure. Après la cassure, la température de la gaine augmente à nouveau jusqu'à atteindre un maximum de $164,30^{\circ}\text{C}$ pour une longueur de 0,84. Enfin, elle diminue pour atteindre 134°C à la sortie du canal.

La variation de la vitesse du fluide suivant l'axe x de l'écoulement est présenté dans la figure (4.24). La figure (4.24) montre le profil de vitesse de l'écoulement en fonction de

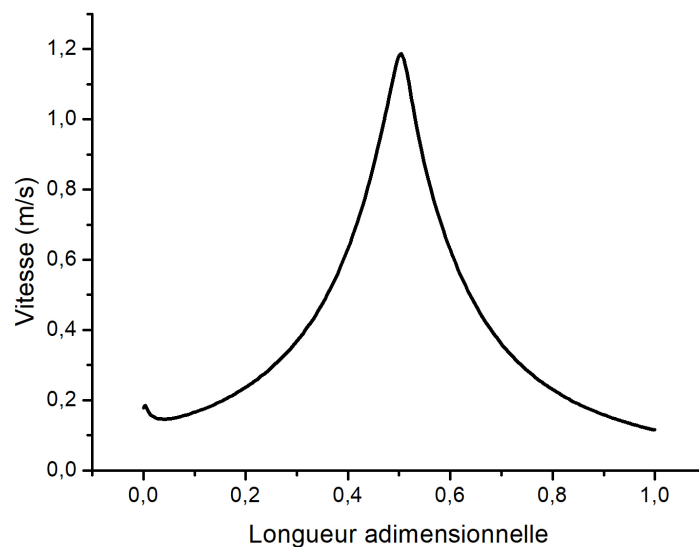


FIGURE 4.24 – Profil de vitesse du fluide de refroidissement le long du canal.

la longueur adimensionnelle du canal.

À l'entrée du canal, la vitesse est minimale avec une valeur de 0.17 (m/s). Elle augmente ensuite le long du canal pour atteindre un pic à mi-chemin du canal, où elle atteint une valeur maximale de 1.176 (m/s) au niveau de la cassure.

Après le pic, la vitesse diminue dans le reste du canal jusqu'à atteindre une valeur de 0.156 (m/s) à la sortie du canal.

La figure (4.25) représente la variation de la chute de pression en (Pa) du fluide en fonction de la longueur adimensionnelle. À l'entrée du canal, la chute de pression est maximale avec une valeur de 2700 (Pa). Ensuite, elle diminue progressivement jusqu'à une longueur correspondant à 0.5 de la longueur adimensionnelle, où elle subit une diminution de 2300 (Pa) pour atteindre une valeur de 600 (Pa) au niveau de la cassure. Enfin, elle continue de décroître jusqu'à la sortie du canal avec une valeur de 0.5 (Pa).

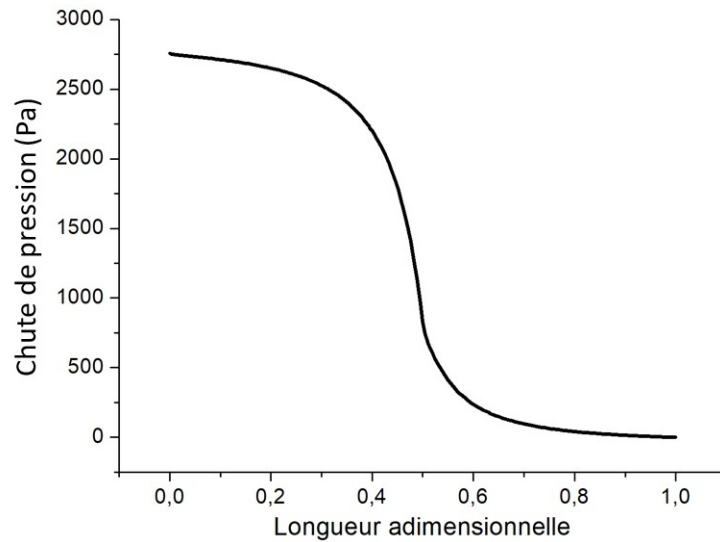


FIGURE 4.25 – Chute de pression du fluide de refroidissement le long du canal.

4.5.5 Résultats du blocage par un flambage

La distribution de la température, de la vitesse et de la pression dans le plan (xz) sont montrées dans la figure (4.26) :

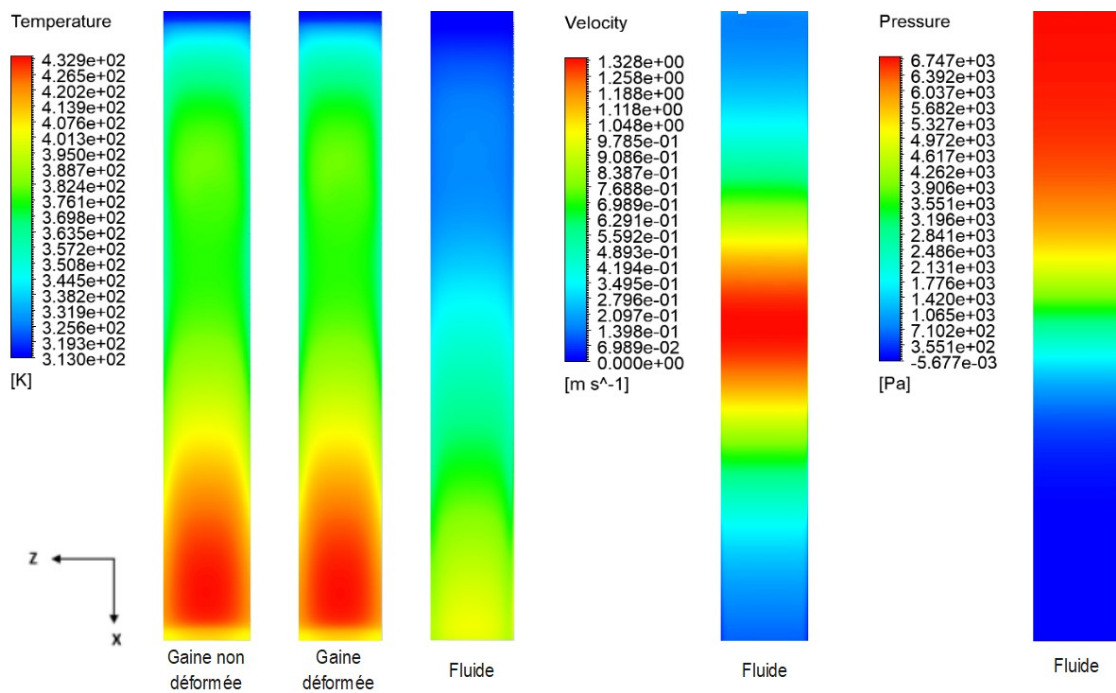


FIGURE 4.26 – Contour de température de la gaine et le fluide, la vitesse et la pression du fluide.

La figure (4.26) illustre la variation des différents paramètres thermohydrauliques, y compris la température, la pression et la vitesse, dans le cas où il y a un blocage au milieu du canal du au flambage de la plaque.

On peut observer que la gaine est divisée en deux parties pratiquement, où la température atteint deux pics différents le long du canal, avant et après la position de flambage. Pour la température du fluide augmente progressivement le long du canal.

En ce qui concerne la vitesse, elle augmente jusqu'à atteindre un pic au niveau du flambage, puis elle diminue jusqu'à la sortie du canal.

Le contour de la chute de pression montre que la pression est maximale à l'entrée, puis elle commence à diminuer au niveau de la cassure jusqu'à la sortie du canal.

Les courbes présentées sur la figure (4.27) montrent le profil du température pour la gaine et pour le fluide de refroidissement le long du canal.

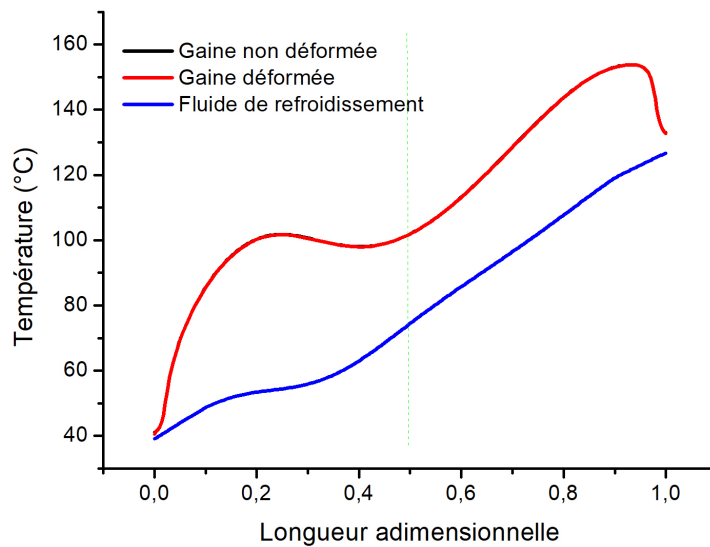


FIGURE 4.27 – Profil de température de la gaine et du fluide de refroidissement le long du canal.

La figure (4.27) présente le profil de température le long du canal pour le fluide de refroidissement et la gaine.

À l'entrée du canal, la température du fluide est de 40°C. Elle augmente graduellement jusqu'à atteindre 126.70°C à la sortie du canal.

Quant à la température de la gaine, elle est également de 40°C à l'entrée du canal. Elle augmente ensuite pour atteindre un premier pic de 113°C à une position correspondant à 0,24 de la longueur adimensionnelle du canal. Ensuite, elle diminue jusqu'à atteindre une température de 97°C au niveau du flambage.

Après le flambage, la température de la gaine augmente à nouveau jusqu'à atteindre un maximum de 159.9°C pour une longueur de 0,94. Enfin, elle diminue pour atteindre une température de 128°C à la sortie du canal.

La figure (4.28) montre le profil de vitesse de l'écoulement en fonction de la longueur adimensionnelle du canal.

À l'entrée du canal, la vitesse est minimale avec une valeur de 0.17 (m/s). Elle augmente ensuite le long du canal pour atteindre un pic à mi-chemin du canal, où elle atteint une valeur maximale de 1.176 (m/s) au niveau du flambage.

Après le pic, la vitesse diminue dans le reste du canal jusqu'à atteindre une valeur de

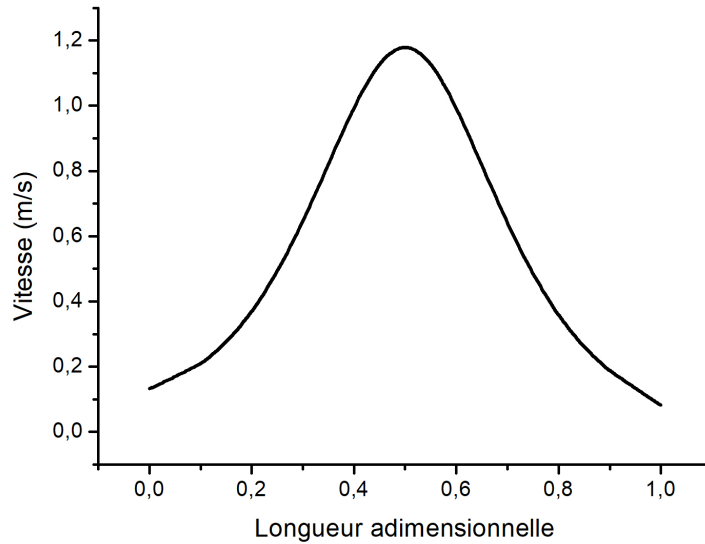


FIGURE 4.28 – Profil de vitesse du fluide de refroidissement le long du canal.

0.156 (m/s) à la sortie du canal.

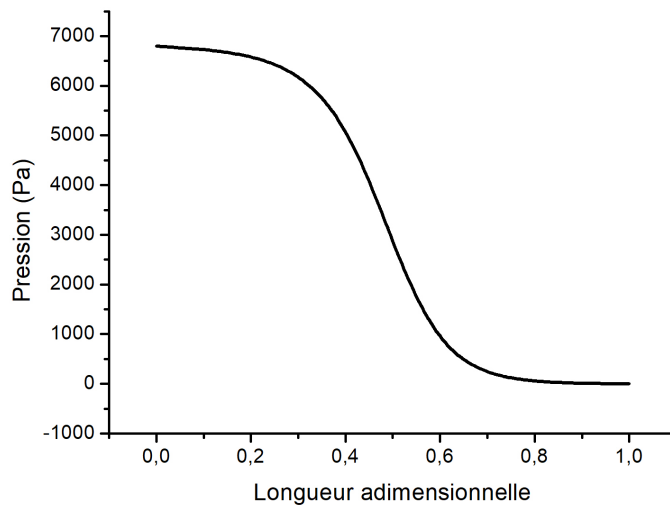


FIGURE 4.29 – Profil de pression du fluide de refroidissement le long du canal.

La figure (4.29) représente la variation de la chute de pression le long du canal. À l'entrée du canal, la chute de pression est maximale avec une valeur de 6700 (Pa). Ensuite, elle diminue progressivement jusqu'à une longueur correspondant à 0.5 de la longueur adimensionnelle, où elle subit une diminution de 5500 (Pa) pour atteindre une valeur de 1000 (Pa) au niveau de la cassure. Enfin, elle continue de décroître jusqu'à la sortie du canal avec une valeur de 0.7 (Pa).

4.5.6 Analyse de sûreté

Ébullition nucléée À partir de la section (3.6.3), nous avons pu déterminer la tem-

pérature maximale T_{ONB} à laquelle le canal chaud peut résister qui est de 125.23°C . Cependant, si la température du fluide dépasse cette température, la phase d'ébullition nucléée commence dans le canal.

En comparant les résultats des températures du fluide obtenus à partir de l'étude des quatre configurations de blocage, nous constatons que la température du fluide a dépassé la température d'ébullition nucléée pour les trois des configurations, à savoir :

TABLE 4.2 – Comparaison de la température maximale du fluide avec T_{ONB}

Configuration	T_{max}	Comparaison avec T_{ONB}
Configuration du blocage à l'entrée	133°C	$> 125.23^{\circ}\text{C}$
Configuration du blocage au milieu avec cassure	126.24°C	$> 125.23^{\circ}\text{C}$
Configuration du blocage au milieu avec flambage	126.70°C	$> 125.23^{\circ}\text{C}$
Configuration du blocage à la sortie	115°C	$< 125.23^{\circ}\text{C}$

4.6 Marges de sûreté

Après avoir vérifié que la température du fluide pour la configuration du blocage à la sortie du canal est la seule qui ne dépasse pas la température d'ébullition nucléée, nous pouvons quantifier les marges de sécurité par rapport aux phénomènes critiques. En calculant ONBR, DNBR et OFIR.

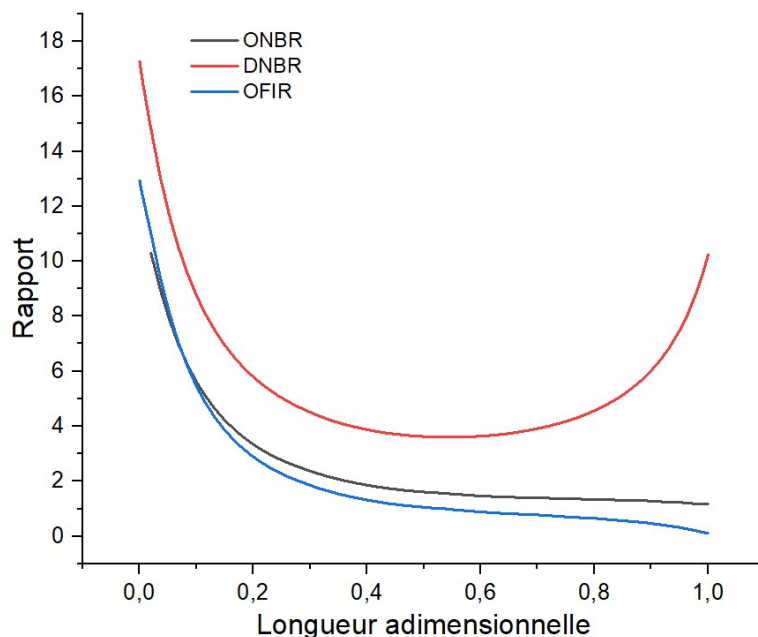


FIGURE 4.30 – Évolution des rapports de sûreté lors du blocage le long du canal.

La Figure (4.30) présente les variations des rapports de marges de sûreté ONBR, DNBR et OFIR le long du canal

On observe que le rapport concernant l'apparition de l'ébullition nucléée (OFIR) est le plus petit par rapport aux autres. Ensuite vient le rapport définissant l'apparition de l'instabilité de l'écoulement (ONBR), suivi par le rapport de la crise d'ébullition (DNBR).

En examinant le rapport ONBR, on constate que le ONBR décroît le long du canal ou à l'entrée du canal à une valeur de 9.97, puis diminue jusqu'à atteindre son minimum à

la sortie du canal qui est de 1.20. Remarquons que ce minimum est légèrement supérieur à l'unité. Par conséquent, on peut conclure que l'écoulement n'atteint pas l'ébullition nucléée, mais reste très proche à sa limite.

En ce qui concerne le rapport DNBR, on observe également une évolution parabolique le long du canal. Sa valeur est de 17.2 à l'entrée du canal, diminue jusqu'à atteindre un minimum de 3.61 à 0.5 de la longueur du canal, puis augmente jusqu'à 10.23 à la sortie. Étant donné que la valeur minimale est supérieure à 1, nous pouvons conclure que le réacteur fonctionne sans atteindre la crise d'ébullition dans ce cas du blocage.

Pour l'OFIR, on observe une décroissance le long du canal ou à l'entrée à une valeur de 12.92, puis il diminue progressivement jusqu'à la sortie du canal où il atteint son minimum de 0.11. Remarquons que la valeur minimum pour l'OFIR est inférieure à l'unité. Par conséquent, on observe que l'écoulement passant dans le canal bloqué à la sortie subit des instabilités du débit d'écoulement qui sont directement liées à la restriction de la section à la sortie du canal.

4.7 Conclusion

Dans ce chapitre, quatre configurations géométriques différentes ont été développées pour le canal chaud d'un réacteur nucléaire de recherche d'une puissance de 2 MW. Pour chacune des quatre configurations, un blocage avec une réduction de section de 80% a été réalisé.

Les géométries des canaux déformés ont été créées à l'aide du logiciel DESIGN MODLER d'ANSYS FLUENT, en tenant compte de la création du maillage et de l'étude de convergence du maillage afin de déterminer le maillage le plus adapté et le moins coûteux d'un point de vue numérique.

Ensuite, les résultats ont été interprétés sous forme de l'évolution des différents paramètres thermohydrauliques tels que la température de la gaine déformée et non déformée, la température du fluide de refroidissement, la vitesse du caloporteur et la chute de pression pour les quatre scénarios de blocage étudiés.

L'évolution de la vitesse et de la chute de pression de l'écoulement a confirmé la cohérence des modèles géométriques avec les principes de l'écoulement des fluides, ainsi que la bonne modélisation mathématique des configurations d'accidents.

En comparant les températures maximales atteintes par le fluide, nous avons constaté que dans trois configurations de blocage, la température a dépassé celle de l'ébullition nucléée. Ces configurations comprennent le blocage à l'entrée et les deux cas de blocage au milieu, à savoir la flexion avec cassure et la flexion avec flambage.

Chapitre 5

Étude d'un transitoire 3D d'un blocage
à l'entrée du canal avec protection

5.1 Introduction

Lorsqu'un blocage survient, le débit à travers le canal se réduit, ce qui entraîne l'arrêt du réacteur par l'insertion des barres de contrôle. Cette action permet de mettre fin à la réaction en chaîne de la fission. Cependant, le réacteur nucléaire continue de générer de la chaleur résiduelle, ce qui nécessite une évacuation adéquate lors de l'arrêt du réacteur afin de prévenir toute reprise potentielle de la réaction.

Dans ce chapitre, une simulation d'un accident de blocage avec des mesures de protection est réalisée, ce qui implique l'évacuation de la chaleur résiduelle lors d'un blocage à l'entrée du canal avec une diminution de 80% du débit.

5.2 Analyse d'un accident du blocage avec protection

5.2.1 La chaleur résiduelle

Après l'interruption de la réaction de fission nucléaire, une quantité significative de chaleur résiduelle est produite par les produits de fission et les matériaux radioactifs présents dans le cœur du réacteur. Cette chaleur, connue sous le nom de puissance résiduelle, dépend du temps et doit être dissipée à la même vitesse à laquelle elle est générée afin d'éviter la fusion des éléments combustibles. Par conséquent, un refroidissement du cœur est nécessaire après l'arrêt du réacteur nucléaire pour maintenir la température sous contrôle.

5.2.2 Mise en equation

Dans les équations gouvernant l'écoulement, nous avons pris en compte la variation temporelle et on a :

Équation de la conservation de la masse.

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla(\rho \vec{V}) = 0 \quad (5.1)$$

Équation de la conservation de la quantité du mouvement.

Suivant l'axe x :

$$\rho \left(\frac{\partial V_x}{\partial t} + V_x \frac{\partial V_x}{\partial x} + V_y \frac{\partial V_x}{\partial y} + V_z \frac{\partial V_x}{\partial z} \right) = -\frac{\partial p}{\partial x} + \mu \left(\frac{\partial^2 V_x}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 V_x}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 V_x}{\partial z^2} \right) + \rho g_x \quad (5.2)$$

Suivant l'axe y :

$$\rho \left(\frac{\partial V_y}{\partial t} + V_x \frac{\partial V_y}{\partial x} + V_y \frac{\partial V_y}{\partial y} + V_z \frac{\partial V_y}{\partial z} \right) = -\frac{\partial p}{\partial y} + \mu \left(\frac{\partial^2 V_y}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 V_y}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 V_y}{\partial z^2} \right) + \rho g_y \quad (5.3)$$

Suivant l'axe z :

$$\rho \left(\frac{\partial V_z}{\partial t} + V_x \frac{\partial V_z}{\partial x} + V_y \frac{\partial V_z}{\partial y} + V_z \frac{\partial V_z}{\partial z} \right) = -\frac{\partial p}{\partial z} + \mu \left(\frac{\partial^2 V_z}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 V_z}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 V_z}{\partial z^2} \right) + \rho g_z \quad (5.4)$$

Équation de la conservation de l'énergie.

$$\begin{aligned} \frac{\partial(\rho E)}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x}[V_x(\rho E + p)] + \frac{\partial}{\partial y}[V_y(\rho E + p)] + \frac{\partial}{\partial z}[V_z(\rho E + p)] &= \frac{\partial}{\partial x} \left(k \frac{\partial T}{\partial x} + (\vec{\tau}_x \cdot \vec{V}) \right) \\ + \frac{\partial}{\partial y} \left(k \frac{\partial T}{\partial y} + (\vec{\tau}_y \cdot \vec{V}) \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left(k \frac{\partial T}{\partial z} + (\vec{\tau}_z \cdot \vec{V}) \right) - \sum_j h_j \vec{J}_j + S \end{aligned} \quad (5.5)$$

5.2.3 Source de chaleur

Après l'établissement du scram et le commencement de la simulation, le flux de chaleur résiduelle décroît selon la formule de Todreas et Kazimi (1989), qui se présente de la manière suivant :

$$P(t) = 52951945.2632 (t^{-0.2} - (t + 86400)^{-0.2}) \quad (5.6)$$

Cette dernière est introduite à l'aide d'une UDF dont le script est en langage C

5.3 Application et résultats

La simulation est faite pour un reacteur nucléaire de recherche à une puissance de 2MW, oula configuration du blocage simulé est celle avec un blocage à l'entrée due au désalignement de la plaque combustible montrée dans la figure(5.1). Les résultats de la

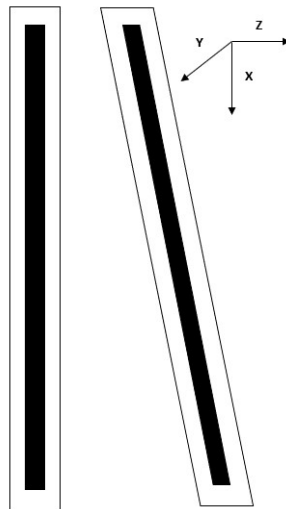


FIGURE 5.1 – Configuration du blocage simulé

simulation sont présentés sous forme de profils de température de la gaine et du fluide de refroidissement le long du canal à chaque pas de temps, sur une durée de 15 secondes. Ces résultats sont obtenus lorsque la réaction de fission est arrêtée et qu'il ne reste que de la chaleur résiduelle qui se dissipe. De plus, la variation des paramètres thermohydrauliques tels que la vitesse et la pression du fluide de refroidissement a également été présentée.

5.3.1 Profil de la chaleur résiduelle

L'évolution de la chaleur résiduelle est représentée dans la figure (5.2). On observe qu'après le début du transitoire, lorsque les barres de contrôle sont insérées dans le cœur

du réacteur, la puissance subit une chute rapide au cours des deux premières secondes, atteignant environ 0.068 fois la valeur initiale de la puissance avant l'arrêt (scram). Par la suite, la puissance continue de diminuer progressivement pendant le reste de la période considérée.

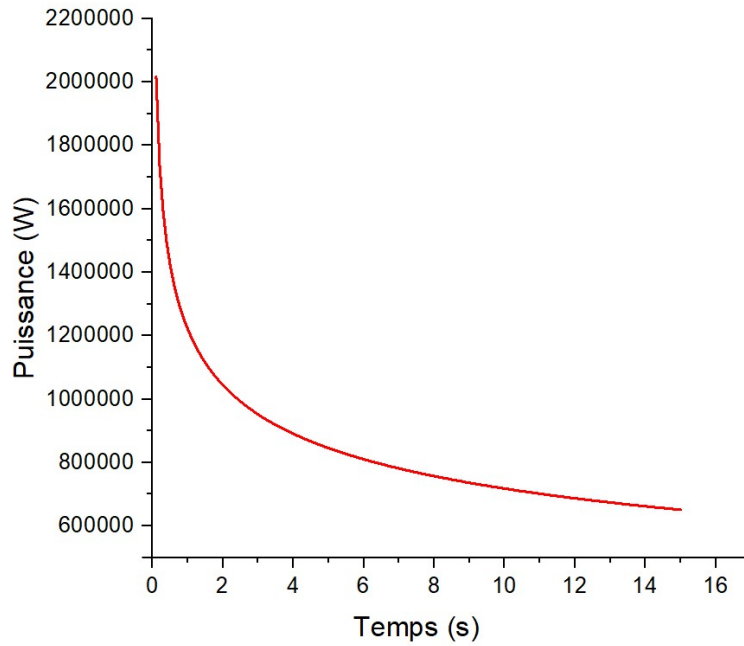


FIGURE 5.2 – Évolution de la chaleur résiduelle en fonction du temps.

5.3.2 Profil de température de la gaine

La figure (5.3) présente l'évolution de la température de la gaine à chaque pas de temps lors de la dissipation de la chaleur résiduelle. Nous pouvons observer qu'au départ, la température est à son maximum, puis diminue progressivement au fil du temps pendant les 8 premières secondes. Par la suite, la température commence à converger vers une valeur constante, qui se maintient pour le reste de la durée.

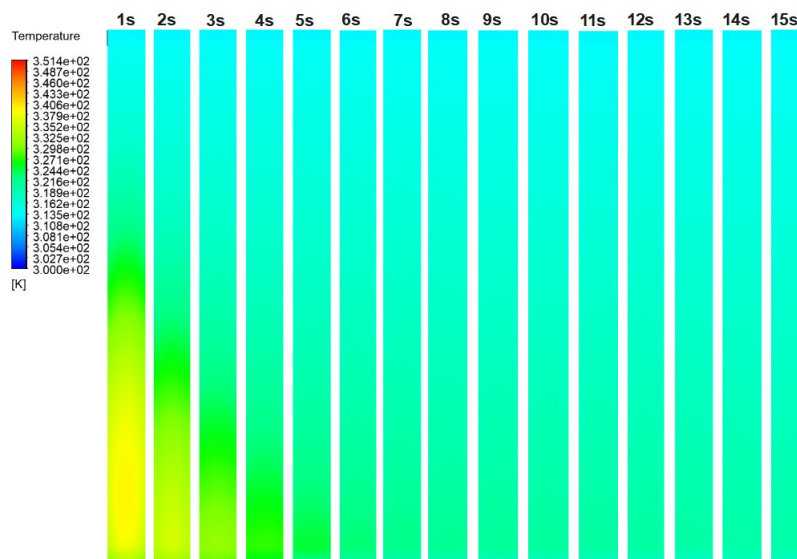


FIGURE 5.3 – Contour de température de la gaine le long du canal et à chaque pas de temps .

La figure (5.4) présente la distribution de la température de la gaine le long du canal en fonction du temps.

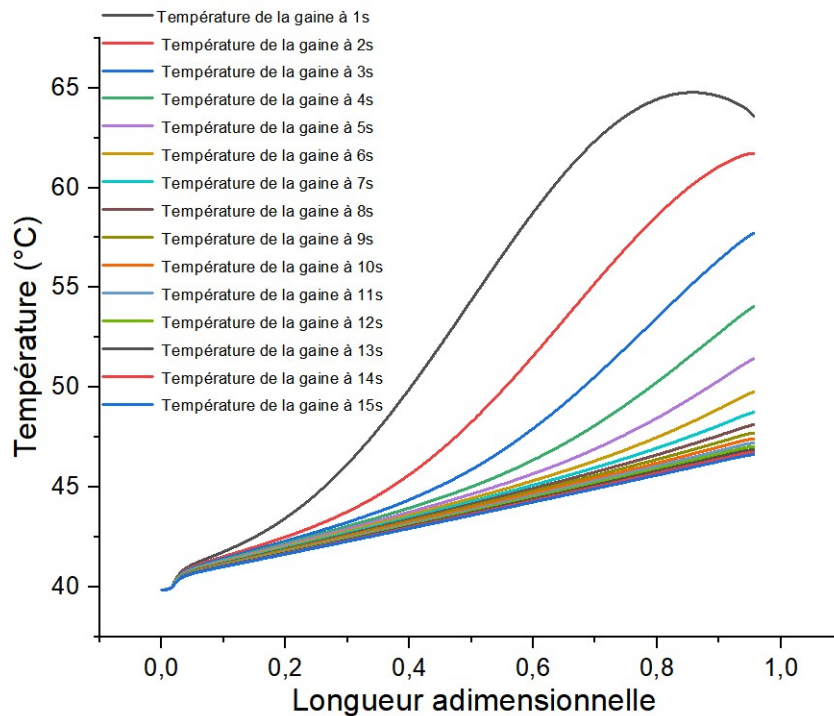


FIGURE 5.4 – Profil de la température de la gaine le long du canal en fonction du temps.

On observe que la température augmente progressivement de l'entrée vers la sortie du canal à chaque instant. A 1 seconde, la température de la gaine à l'entrée du canal est de 39,8°C. En se déplaçant le long du canal, la température augmente jusqu'à atteindre un pic de 64,3°C à une distance de 0,83 de la longueur du canal. Par la suite, elle diminue pour atteindre 63°C à la sortie du canal. Et à partir de 2 secondes, le profil de température de la gaine devient monotone.

Concernant l'évolution de la température à l'entrée du canal, à 2 secondes elle est de 40,63°C, à 3 secondes elle est de 40,59°C, à 4 secondes elle atteint 40,56°C, passant les 5 seconde la température est de 40,51°C, à 6s est égale à 40,46°C, pour 7s la température à l'entrée est de 40,41°C. À partir de la 8ème seconde et jusqu'à la 15ème seconde, la variation de la température à l'entrée du canal devient presque négligeable, se stabilisant à 40,38°C.

En ce qui concerne la température à la sortie du canal, à 2 secondes elle est de 62°C, à 3 secondes elle est de 56°C, à 4 secondes elle atteint 53,5°C, pour 5s la température est égale à 50,8°C, à 6s est égale à 48,46°C, pour 7s la température à l'entrée est de 47,41°C. À partir de la 8ème seconde, on remarque que la diminution de la température à la sortie du canal se fait de manière plus lente. Par exemple, aux 8ème, 9ème, 10ème, 11ème, 12ème, 13ème, 14ème et 15ème secondes, la température à la sortie du canal est respectivement de 47,76°C, 47,41°C, 47,15°C, 46,96°C, 46,79°C, 46,65°C, 46,52°C et 46,41°C.

5.3.3 Profil de température du fluide de refroidissement

La figure (5.5) illustre la variation de la température du fluide de refroidissement à chaque pas de temps lors de la dissipation de la chaleur résiduelle. Nous pouvons observer qu'au début, la température a une valeur maximale, puis elle diminue progressivement

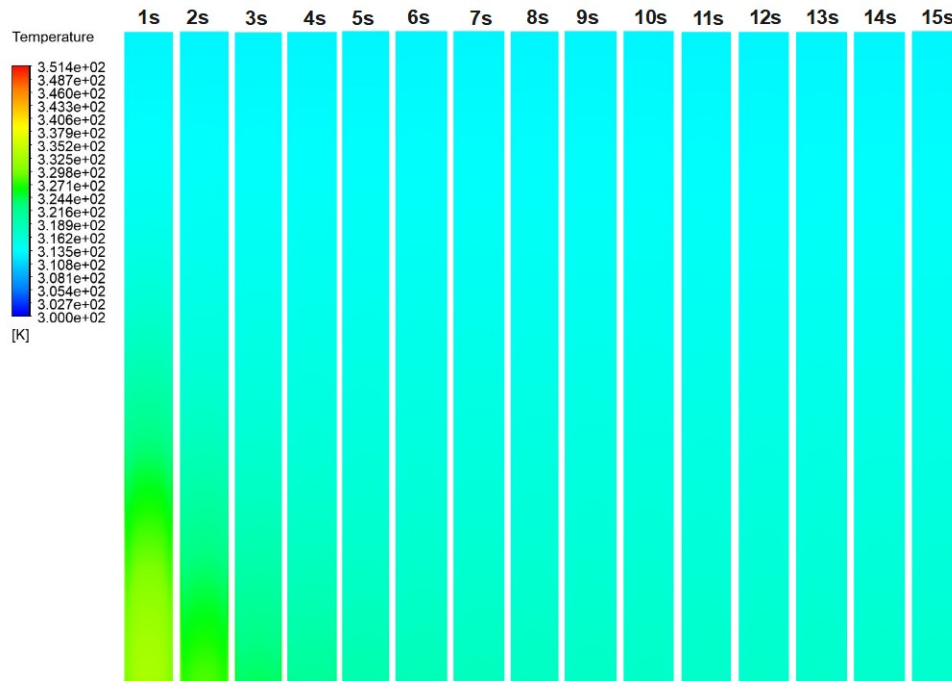


FIGURE 5.5 – Contour de température du fluide de refroidissement le long du canal et à chaque pas de temps .

en fonction du temps pendant les 7 premières secondes. Par la suite, la température commence à converger vers une valeur constante, qui reste stable pour le reste de la durée.

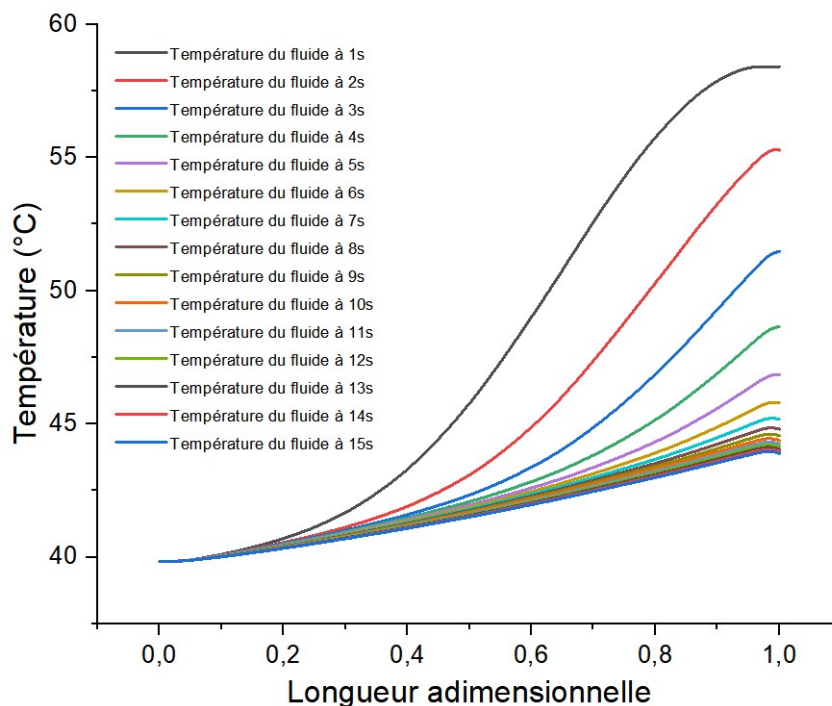


FIGURE 5.6 – Profil de la température du fluide de refroidissement le long du canal en fonction du temps.

La figure (5.6) présente la distribution de la température du fluide de refroidissement le long du canal en fonction du temps. On observe que la température augmente progressivement de l'entrée vers la sortie du canal à chaque instant. Donc le profil de température

du fluide est monotone durant tout le temps.

Concernant l'évolution de la température à l'entrée du canal, à 1 seconde la température égale à 39.70 , à 2 secondes elle est de 39.63°C, à 3 secondes elle est de 39.59°C, à 4 secondes elle atteint 39.56°C, passant les 5 seconde la température est de 39.51°C, à 6s est égale à 39.46°C, pour 7s la température à l'entrée est de 39.41°C. À partir de la 8ème seconde et jusqu'à la 15ème seconde, la variation de la température à l'entrée du canal devient presque négligeable, se stabilisant à 39.38°C.

En ce qui concerne la température à la sortie du canal, à 1 secondes la température égale à 58.7°C , à 2 secondes elle est de 55.5°C, à 3 secondes elle est de 51°C, à 4 secondes elle atteint 47°C, pour 5s la température est égale à 46.1°C, à 6s est égale à 45.46°C. À partir de la 7ème seconde, on remarque que la diminution de la température à la sortie du canal se fait de manière plus lente. Par exemple, aux 7ème 8ème, 9ème, 10ème, 11ème, 12ème, 13ème, 14ème et 15ème secondes, la température à la sortie du canal est respectivement de 45.17°C, 44.80°C, 44.55°C, 44.38°C, 44.25°C, 44.14°C, 44.05°C, 43.97°C et 43.89°C.

5.3.4 Profil de la vitesse et la chute de pression

La figure (7.7) illustre l'évolution des paramètres thermohydrauliques, à savoir la vitesse et la chute de pression de l'écoulement le long du canal. Les deux paramètres présentent un comportement similaire : leur valeur maximale est observée à l'entrée du canal, puis ils diminuent progressivement le long du canal. Cette diminution est directement liée à la variation de la section du canal de l'entrée vers la sortie.

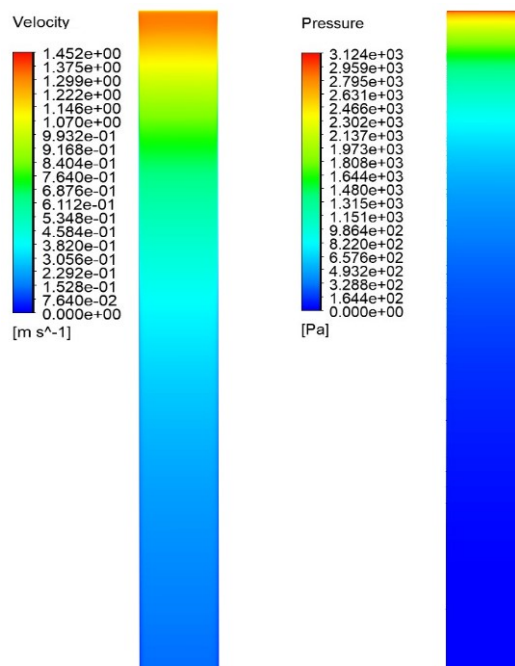


FIGURE 5.7 – Contour de la vitesse et la chute de pression du fluide le long du canal.

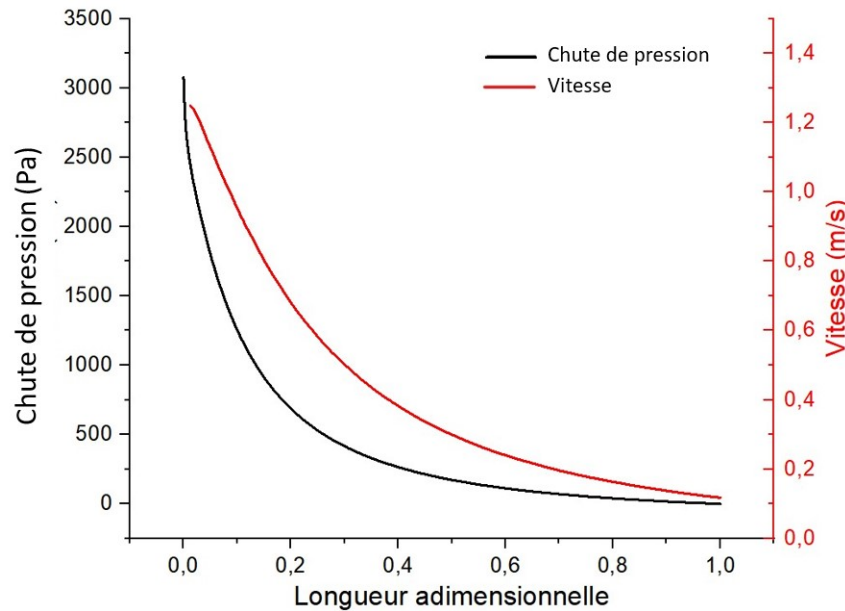


FIGURE 5.8 – Profil de la vitesse et la chute de pression du fluide le long du canal.

Le profil de vitesse et de chute de pression du fluide est représenté dans la figure (5.8). On observe que la vitesse diminue le long du canal. À l'entrée du canal, où la section est minimale, la vitesse est de 1,3 m/s. Elle diminue progressivement jusqu'à atteindre une valeur de 0,17 m/s à la sortie du canal, où la section est maximale.

De plus, le profil de chute de pression décroît de manière exponentielle en fonction de la longueur adimensionnelle du canal. À l'entrée du canal, la chute de pression est de 3075 Pa. Elle diminue au fur et à mesure que l'on se déplace le long du canal jusqu'à atteindre une valeur de 0,43 Pa.

Ces observations mettent en évidence les variations de vitesse et de chute de pression qui se produisent en raison des variations de section du canal. À mesure que la section du canal augmente, la vitesse diminue et la pression décroît, ce qui est cohérent avec les principes de l'écoulement des fluides.

5.4 Analyse de sûreté

5.4.1 Apparition d'ébullition nucléée

La figure (5.9) illustre l'évolution du rapport ONBR le long du canal pour chaque pas de temps durant les 15s de la simulation. On constate que à l'entrée du canal la valeur d'ONBR est identique pour les 15s seconde de la simulation qui est de 12.92

A la sortie du canal pour 1s le ONBR est de 9.85, à 2s est 10.31, passant les 3 secondes sa valeur est de 10.95, à 4s est de 11.43, pour 5s est de 11.73, à 6s sa valeur est de 11.91, et a partir de la 7eme seconde la variation du rapport ONBR à la sortie se fait d'une façon plus lente donc pour 7ème 8ème, 9ème, 10ème, 11ème, 12ème, 13ème, 14ème et 15ème secondes le rapport ONBR est respectivement 12.02, 12.08, 12.12, 12.15, 12.18, 12.19, 17.21, 17.22 et 17.24.

Concernant la valeur minimale de ONBR (MONBR) durant toute la simulation elle est situé au milieu du canal, ou a 1s est de 3.57, à 2s est 3.71, passant les 3 secondes sa valeur est de 3.75, à 4s est de 3.76, pour 5s est de 3.77, à 6s sa valeur est de 3.78, et a partir de la 7eme seconde jusqu'à 15ème seconde la variation du MONBR au milieu est presque négligeable ou elle se stabilise a une valeur de 3.79.

Au final tant que le MONBR est supérieur à l'unité durant l'évacuation de la chaleur résiduelle après l'arrêt du réacteur, On peut vérifier que le réacteur est loin de d'atteindre la phase d'apparition d'ébullition nucléée lors la dissipation de la chaleur résiduelle.

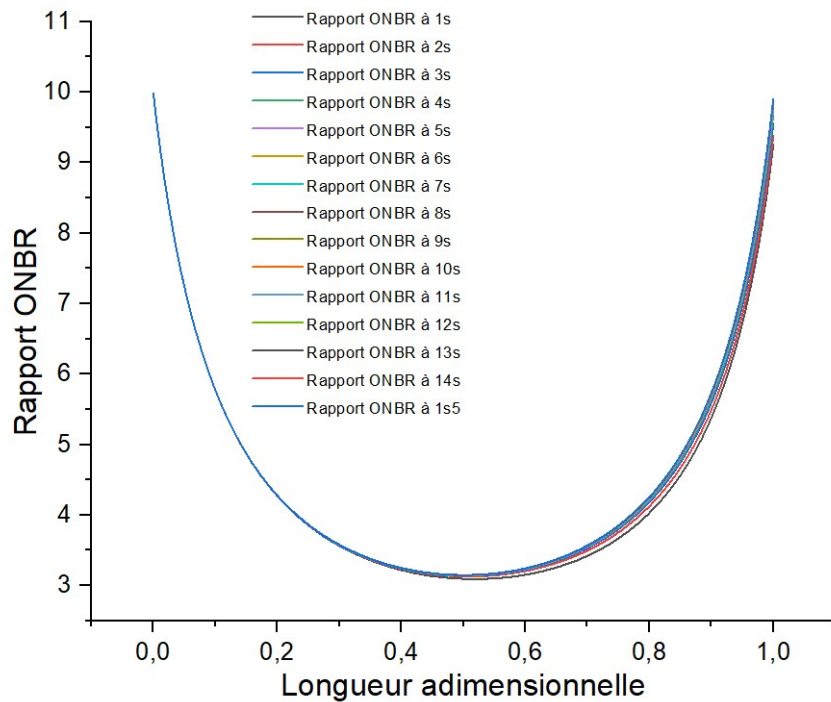


FIGURE 5.9 – L'évolution de rapport ONBR le long du canal en fonction de temps.

5.4.2 Crise d'ébullition nucléée

La figure (5.10) illustre l'évolution du rapport DNBR le long du canal pour chaque pas de temps durant les 15s de la simulation. On constate que à l'entrée du canal la valeur du DNBR est identique pour les 15s seconde de la simulation qui est de 17.25

A la sortie du canal pour 1s le DNBR est de 15.5, à 2s est 15.8, passant les 3 secondes sa valeur est de 16.1, à 4s est de 16.4, pour 5s est de 16.6, à 6s sa valeur est de 16.7, et a partir de la 7eme seconde la variation du rapport DNBR à la sortie se fait d'une façon plus lente donc pour 7ème 8ème, 9ème, 10ème, 11ème, 12ème, 13ème, 14ème et 15ème secondes le rapport DNBR est respectivement 17.75, 17.79, 17.81, 17.83, 17.84, 17.85, 17.86, 17.86 et 17.87.

Concernant la valeur minimale de DNBR (MDNBR) durant toute la simulation elle est situé au milieu du canal, ou a 1s est de 5, à 2s est 5.08, passant les 3 secondes sa valeur est de 5.11, à 4s est de 5.118, pour 5s est de 5.12, à 6s sa valeur est de 5.128, et a partir de la 7eme seconde jusqu'à 15ème seconde la variation du MDNBR au milieu est presque négligeable ou elle se stabilise a une valeur de 5.13.

Au final tant que le MDNBR est supérieur à l'unité durant l'évacuation de la chaleur résiduelle après l'arrêt du réacteur, On peut vérifier que le réacteur est loin de d'atteindre la crise de l'ébullition lors la dissipation de la chaleur résiduelle.

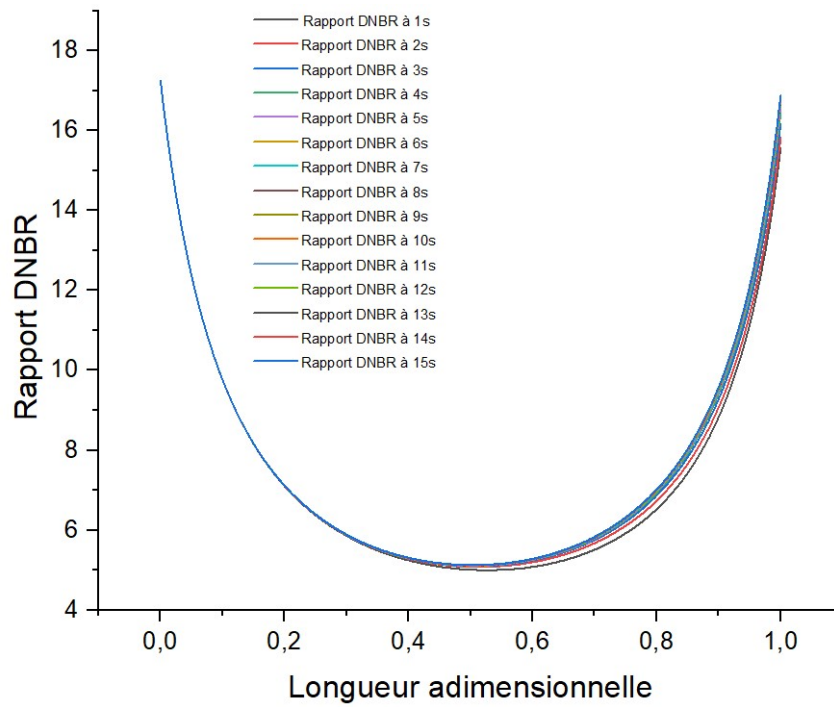


FIGURE 5.10 – L'évolution de rapport DNBR le long du canal en fonction de temps.

5.4.3 Apparition d'instabilité d'écoulement

La figure (5.11) illustre l'évolution du rapport OFIR le long du canal pour chaque pas de temps durant les 15s de la simulation. On constate que à l'entrée du canal la valeur

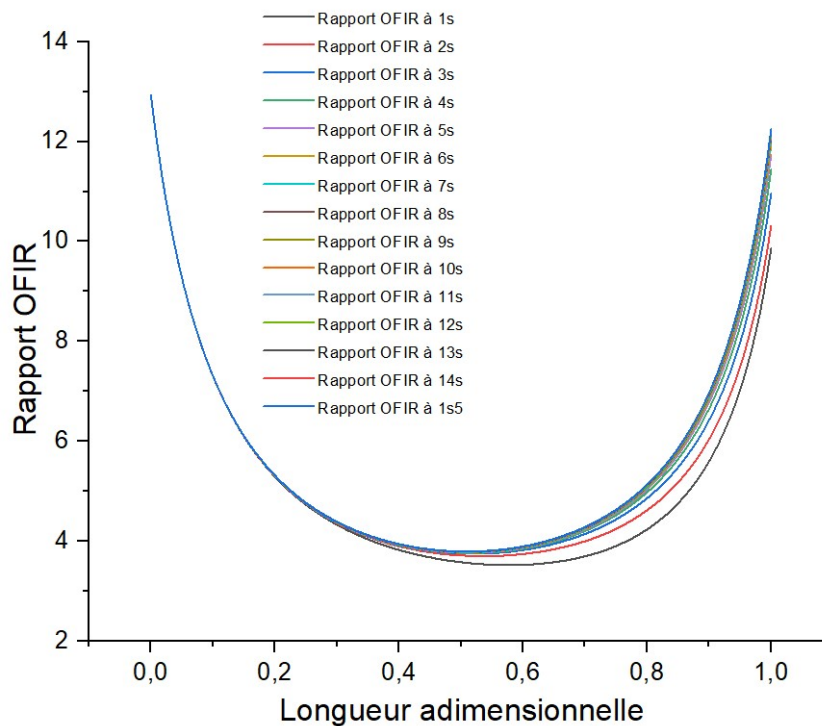


FIGURE 5.11 – L'évolution de rapport OFIR le long du canal en fonction de temps.

d'OFIR est identique pour les 15s seconde de la simulation qui est de 9.97

A la sortie du canal pour 1s le OFIR est de 9.25, à 2s est 9.37, passant les 3 secondes sa valeur est de 9.55, à 4s est de 9.68, pour 5s est de 9.76, à 6s sa valeur est de 9.81, et

a partir de la 7ème seconde la variation du rapport OFIR à la sortie se fait d'une façon plus lente donc pour 7ème, 8ème, 9ème, 10ème, 11ème, 12ème, 13ème, 14ème et 15ème secondes le rapport OFIR est respectivement 9.84, 9.86, 9.87, 9.87, 9.87, 9.88, 9.89, 9.89 et 9.90.

Concernant la valeur minimale de OFIR (MOFIR) durant toute la simulation elle est située à 0.6 de la longueur du canal, ou à 1s est de 3.09, à 2s est de 3.12, passant les 3 secondes sa valeur est de 3.13, à 4s est de 3.14, pour 5s est de 3.15, à 6s sa valeur est de 3.16, et à partir de la 7ème seconde jusqu'à 15ème seconde la variation du MOFIR au milieu est presque négligeable ou elle se stabilise à une valeur de 3.17.

Au final tant que le MOFIR est supérieur à l'unité durant l'évacuation de la chaleur résiduelle après l'arrêt du réacteur, on peut vérifier que le réacteur est loin de d'atteindre la phase d'apparition d'instabilité d'écoulement lors de la dissipation de la chaleur résiduelle.

5.5 Conclusion

Dans cette étude, nous avons réalisé une simulation en CFD d'un scénario d'accident de blocage avec protection, en se concentrant sur le cas le plus défavorable en mode transitoire. L'accident se déroule de la manière suivante : dès que le blocage se produit et que le débit de l'écoulement à travers le canal diminue, les barres de contrôle descendent et entraînant l'arrêt de la réaction de fission. Ce qui reste alors, c'est la chaleur résiduelle, qui doit être évacuée de manière adéquate par le fluide de refroidissement. Cette dernière est définie par l'équation de Todreas et Kazimi.

L'étude suit le comportement de la gaine et du fluide pendant les 15 premières secondes après l'arrêt du réacteur nucléaire. Nous avons constaté que la température de la gaine diminue rapidement au cours des 8 premières secondes, puis continue à diminuer progressivement par la suite. En ce qui concerne la température du fluide, nous avons observé qu'elle diminue rapidement au cours des 7 premières secondes, puis continue à diminuer plus lentement par la suite.

L'évolution de la pression et de la vitesse de l'écoulement a également été étudiée afin de vérifier leur cohérence avec les principes de l'écoulement des fluides. Cette analyse a permis de conclure sur les résultats obtenus et de confirmer la validité du modèle utilisé.

Cette étude a permis de simuler un scénario d'accident de blocage avec protection et d'analyser le comportement de la gaine et du fluide pendant les premières secondes suivant l'arrêt du réacteur.

Au final on a trouvé que le refroidissement est assuré dans des conditions de sûreté nucléaire satisfaisantes.

Conclusion générale

Une analyse en CFD tridimensionnelle des accidents de blocage à 80% de l'écoulement a été réalisée dans le canal chaud d'un réacteur nucléaire de recherche de 2 MW, dans le cadre de cette étude. Le processus de simulation a permis d'évaluer clairement les conséquences des différents accidents de blocage en se basant sur les résultats obtenus. L'objectif était de vérifier la sûreté du réacteur lors du fonctionnement stationnaire et transitoire .

Tout d'abord, le comportement du canal chaud a été simulé à l'état stationnaire, en mode de fonctionnement normal du réacteur. L'évolution des paramètres de sûreté nucléaire a été observée et a confirmé que le réacteur était loin de l'apparition de l'ébullition nucléée, de la crise de l'ébullition et de l'apparition d'instabilité d'écoulement.

Ensuite, quatre différentes configurations de blocage à 80% ont été établies. Deux d'entre elles sont causées par un désalignement des plaques de combustible, entraînant un blocage à l'entrée et à la sortie du canal. Les deux autres configurations sont dues à la flexion des plaques de combustible, provoquant un blocage avec flambage et une cassure au milieu de la plaque. Les résultats ont été présentés sous forme d'évolutions de la vitesse et de la chute de pression de l'écoulement afin de confirmer leur cohérence avec les principes de l'écoulement des fluides ainsi que la bonne modélisation mathématique des configurations d'accidents. Dans cette partie, nous avons également conclu, en nous basant sur les profils de température et l'analyse de sûreté, que le blocage du canal à l'entrée était le cas le plus défavorable parmi les quatre configurations.

Dans la dernière partie de ce travail, le comportement de l'écoulement a été simulé dans le cas du blocage le plus défavorable précédemment identifié, en tenant compte des mesures de protection. Où le réacteur est arrêté par l'insertion des barres de contrôle (SCRAM) dès que le débit a diminué de 80%. Ainsi, l'évacuation de la chaleur résiduelle a été évalué dans ces conditions de blocage afin de vérifier la sûreté par les résultats obtenus.

Ces derniers montrent que la température du fluide diminue rapidement pendant les 7 premières secondes, puis elle continue à diminuer progressivement par la suite sans dépasser la T_{ONB} . Cela implique que les 20% restants du débit peuvent assurer le refroidissement dans des conditions de sûreté nucléaire satisfaisante.

Perspectives

- Évaluation de la chaleur résiduelle en fonction du temps de déformation de la géométrie des plaques combustibles.
- Analyse des critères de sûreté pour un blocage de débit de 90% jusqu'à 100%.
- Vérification et application des méthodes CFD aux réacteurs de puissance lors de blocage de débit.

Bibliographie

ORDONEZ, J.P. (2013) Managing Nuclear Research Reactor Construction Projects and Operation, Journal of Nuclear Materials Management.

DELHAYE, Jean-Marc (2008) Thermohydraulique des Réacteurs, Presses Polytechniques et Universitaires Romandes.

PIRO, Markus (2020) Advances in Nuclear Fuel Chemistry, Woodhead Publishing.

Yangyang Wang, Yanhua Guo, Yingwei Wu , Yu Liu b, Luguo Liu , Cheng Zhang , Ze Zhang ,Jing Zhang , Suizheng Qiu , G.H. Su , Wenxi Tian (2021) Preliminary analysis on the thermal-mechanical behavior of dispersed plate-type fuel under reactivity insertion accident, Annals of Nuclear Energy 163 (2021) 108509.

N. Capps , M. Ridley , Y. Yan , S. Bell , K. Kane (2023) BISON validation to in situ cladding burst test and high-burnup LOCA experiments, Annals of Nuclear Energy 191(2023) 109905.

A. Hainouna, N. Ghazi , B. Mansour Abdul-Moaiz (2010) Safety analysis of the IAEA reference research reactor during loss of flow accident using the code MERSAT, Nuclear Engineering and Design 240 (2010) 1132-1138

Abderrahim Hammouda, Brahim Meftahb, Mohammed Azzounea, Lila Radjia, Boumazza Zouhireb and Mataoui Amina (2014) Thermal-hydraulic behavior of the NUR nuclear research reactor during a fast loss of flow transient, Journal of Nuclear Science and Technology, 2014 Vol. 51, No. 9, 1154–1160.

Amgad Salama (2012) CFD analysis of flow blockage in MTR coolant channel under loss-of-flow transient : Hot channel scenario, Progress in Nuclear Energy 55 (2012) 78-92.

Wei Xu (2023) Engineering uncertainty analysis of the heat transfer of fuel plates , Nuclear Engineering and Design 402 (2023) 112117.

A. Leenaers (2009) Microstructural analysis of MTR fuel plates damaged by a coolant flow blockage , Journal of Nuclear Materials 394 (2009) 87-94.

GHIONE, Alberto; NOEL, Brigitte; VINAI, Paolo; and DEMAZIÈRE, Christophe (2017) Criteria for Onset of Flow Instability in Heated Vertical Narrow Rectangular Channels at Low Pressure : An Assessment Study, International Journal of Heat and Mass Transfer 105 (2017) 464–478.

AL-YAHIA, Omar S. and JO, Daeseong (2018) ONB, OSV, and OFI for Subcooled Flow Boiling through a Narrow Rectangular Channel Heated on One-Side, Nuclear Engineering and Technology, 16 (2018) 136–151.

Eneida R.G.D. Ribeiro, Daniel A.P. Palma, Edson Henrice Jr , Jian Su, 2022, Transient analysis of the Brazilian Multipurpose Reactor by the coupled neutronics and thermal hydraulics code NTHC1, Annals of Nuclear Energy 143 (2020) 107449.

El-Wakil, M. M. (1971). Nuclear heat transport,international textbook company, cranston, pa, usa.

KHEDR (2008) Thermal-Hydraulique Fortran Program for Steady-State Calculations of Plate-Type Fuel, Nuclear Engineering and Design 1451-3994, 23 (2008), 1, pp. 19-30.

Kazem Ardaneh, Salman Zaferanlouei (2013) An analytical solution for thermal hydraulic analysis and safety margins in MTR-type research reactors cooled by natural convection, Annals of Nuclear Energy 51 (2013) 282-288.

-
- BERGLES, A.E. and ROHSENOW, W.M. (1964) The Determination of Forced-Convection Surface-Boiling Heat Transfer, *Journal of Heat Transfer* Aug 1964, 86(3) 365-372.
- Mirshak, S., Durant, W. D., Towell, R. H. (1959). Heat Flux at Burnout, Technical Report DP-355.
- Zhenhui Ma, Ronghua Chen, Maolin Tian, Jian Song, Dalin Zhang, G.H. Su, Xiaorong Li, Linglan Zhou, Suizheng Qiu, (2018), Analysis of flow blockage accidents in rectangular fuel assembly based on CFD methodology, *Annals of Nuclear Energy* 112 (2018) 71–83
- SIDI ALI, Kamel ; BOUDALI, Zaki ; and SALHI, Rachid (2012) Thermal-Hydraulic Behavior of Physical Quantities at Critical Velocities in a Nuclear Research Reactor Core Channel Using Plate Type Fuel, *Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science*.27(3) 229-238
- IAEA (1994) Operational Limits and Conditions for Research Reactors, Safety Series No. 35-P1, International Atomic Energy Agency
- JENS, W.H. and LOTTES, P.A. (1951) Argonne National Laboratory Report, ANL-4627.
- THOM, J.R.S. ; WALKER, W.M. ; FALLON, T.A. ; and REISING, G.F.S. (1965) Boiling in Subcooled Water During Flow Up Heated Tubes or Annuli, *Symposium on Boiling Heat Transfer in Steam Generating Units and Heat Exchangers*, 1965-66 Vol 180
- ZOHURI, Bahman and MCDANIEL, Patrick (2021) *Introduction to Energy Essentials : Insight into Nuclear, Renewable, and Non-Renewable Energies*, Academic Press.
- MARGUET, Serge (2017) *The Physics of Nuclear Reactors*, Springer International Publishing.
- BRENNEN, Christopher Earls (2016) *Thermo-Hydraulics of Nuclear Reactors*, Cambridge University Press.
- Hang Xia (2021) Development of thermal hydraulic analysis code of annular fuel under flow blockage condition , *Annals of Nuclear Energy*, 151 (2021) 107962
- Yuchuan Guo (2018) Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Single Flow Channel Blockage in the JRR-3M 20-MW Research Reactor ,*Nuclear Technology*
- Amin Davari (2015) Three-dimensional analysis of flow blockage accident in Tehran MTR research reactor core using CFD , *Progress in Nuclear Energy*, 85 (2015) 605-612.
- Yuchuan Guo (2018) Thermal hydraulic analysis of loss of flow accident in the JRR-3M research reactor under the flow blockage transient , *Annals of Nuclear Energy*, 118 (2018) 147-153
- Ruibo Lu (2023) Numerical investigation of thermal stress in the fuel element of high-temperature air-cooled nuclear reactor research reactor under the flow blockage transient , *Progress in Nuclear Energy* 157 (2023) 104595
- Amgad Salama (2012) CFD analysis of fast loss of flow accident in typical MTR reactor undergoing partial and full blockage : The average channel scenario, *Progress in Nuclear Energy*, 60 (2012) 1-13
- Todreas,N.E,Kazimi,M.S, (1989).*Nuclear system I; Thermal Hydraulic Fundamentals*. CRC press, Taylor and Francis Group.
- Homonuclearus (2022) <https://homonuclearus.fr/comprendre-reacteur-nucleaire/>
- Commons.wikimedia (2007) https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Magnox_reactor_schematic.svg

Annexes

Annexe A

Étape de la simulation de l'écoulement à l'état stationnaire sans accident

Tout d'abord on précise que l'écoulement est stationnaire et on introduit la force de pesanteur suivant l'axe x, (A.1).

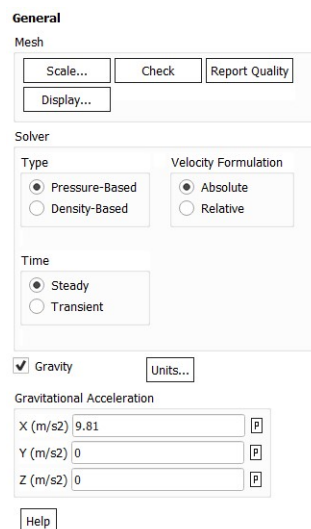


FIGURE A.1 – Configuration générale.

Dans la configuration des modèle on active le modèle d'énergie, figure(A.2) et on choisit le modèle du turbulence $K - \omega sst$, figure (A.3).

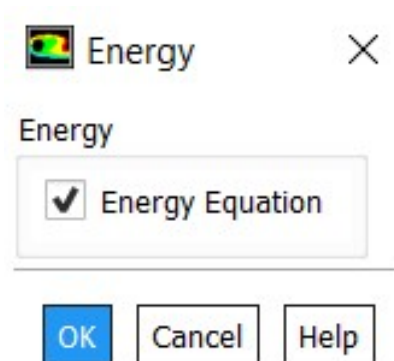


FIGURE A.2 – Modèle d'énergie.

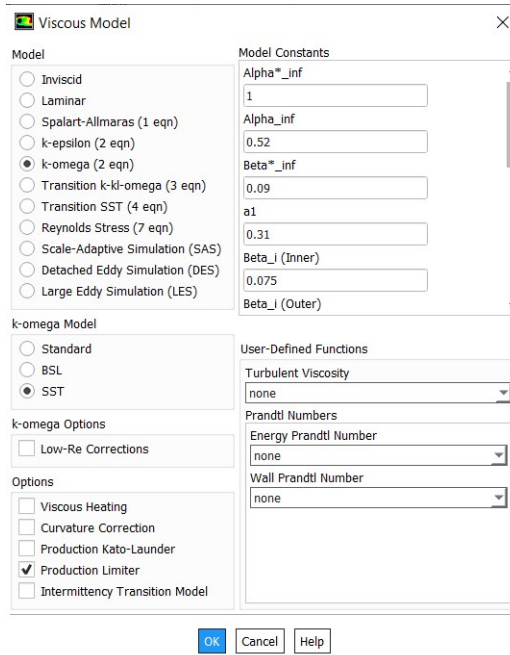


FIGURE A.3 – Modèle de turbulence.

Par la suite, les propriétés des matériaux correspondant à chaque composant ont été définies : l'eau liquide pour le fluide de refroidissement (figure A.4), l'aluminium pour la gaine (figure A.5) et l'uranium pour la chaire (figure A.6).

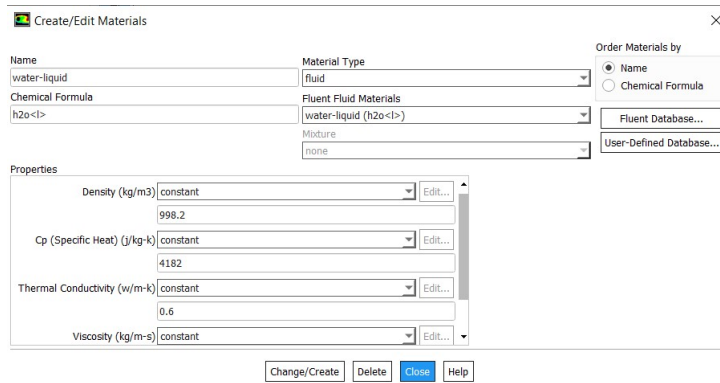


FIGURE A.4 – Propriétés de l'eau liquide.

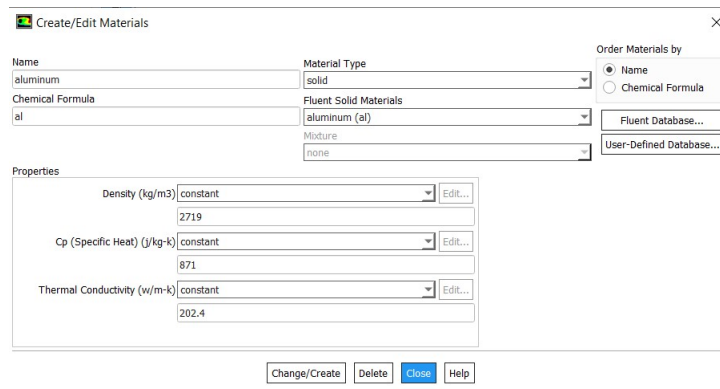


FIGURE A.5 – Propriétés d'aluminium .

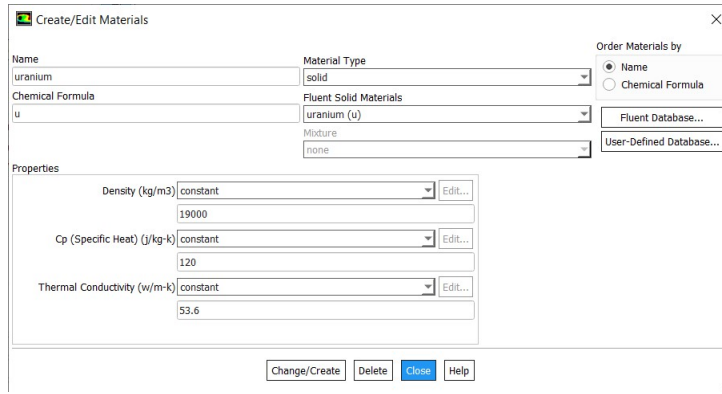


FIGURE A.6 – Propriétés d'uranium.

Nous introduisons les conditions sur chaque composant, en précisant les conditions sur la chaire figure (A.7) où nous affectons le matériau et utilisons l'UDF (User-Defined Function) qui génère le flux de chaleur, tel qu'illustré dans la figure (A.8).

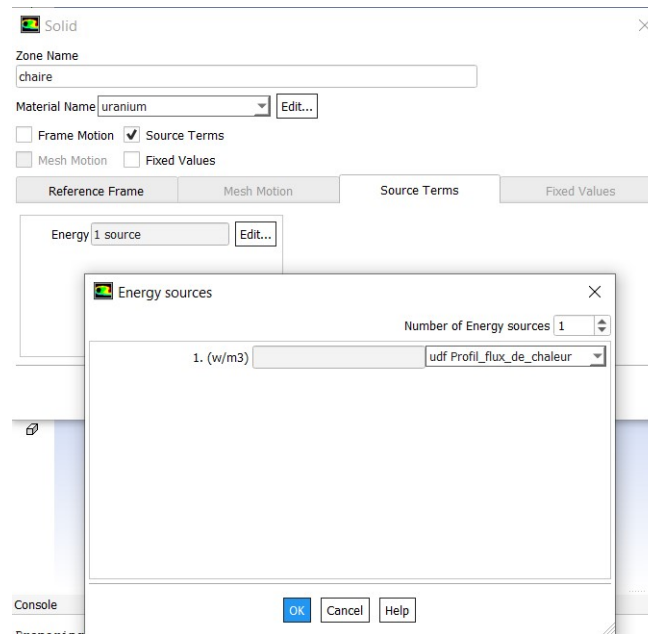


FIGURE A.7 – Conditions sur la chaire.

```
#include "udf.h"
DEFINE_PROFILE(Profil_flux_de_chaleur,wall,q)
{
    face_t f;
    real x[ND_ND];
    begin_f_loop(f, wall)
    {
        F_CENTROID(x, f, wall);
        F_PROFILE(f, wall, q) = (778705077.4)*(cos((3.14/0.775)*x[0]));
    }
    end_f_loop(f, wall)
}
```

FIGURE A.8 – UDF définie le flux de chaleur.

Les conditions affectés à la gaine, figure(A.9).

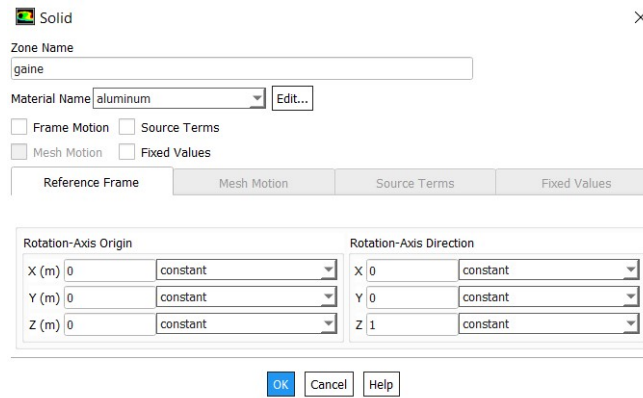


FIGURE A.9 – Conditions sur la gaine.

Les conditions affectés au fluide, figure(A.10).

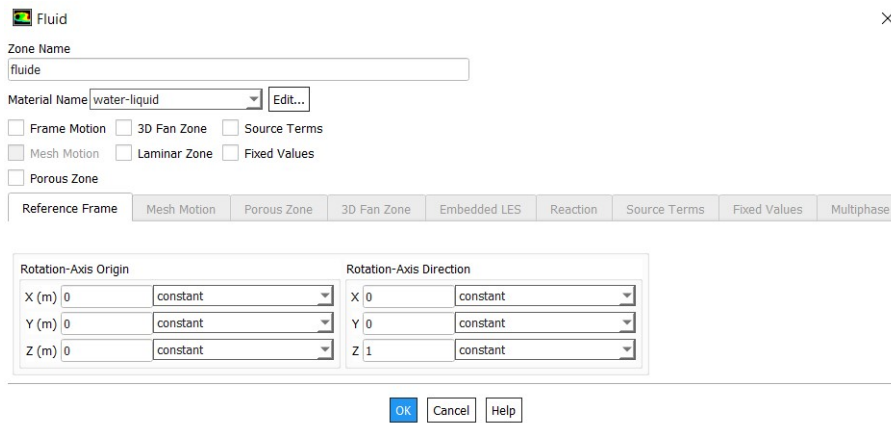


FIGURE A.10 – Conditions sur le fluide de refroidissement.

On introduit les conditions aux limites à l'entrée du canal sur la vitesse d'entrée et la température, figure(A.1) et figure (A.12) respectivement.

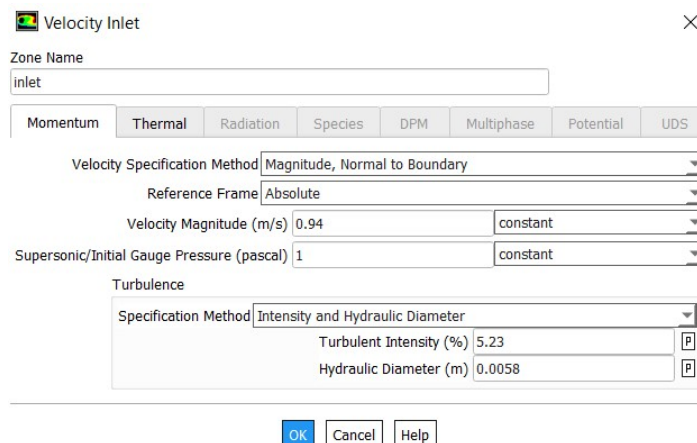


FIGURE A.11 – Conditions sur la vitesse d'entrée du canal .

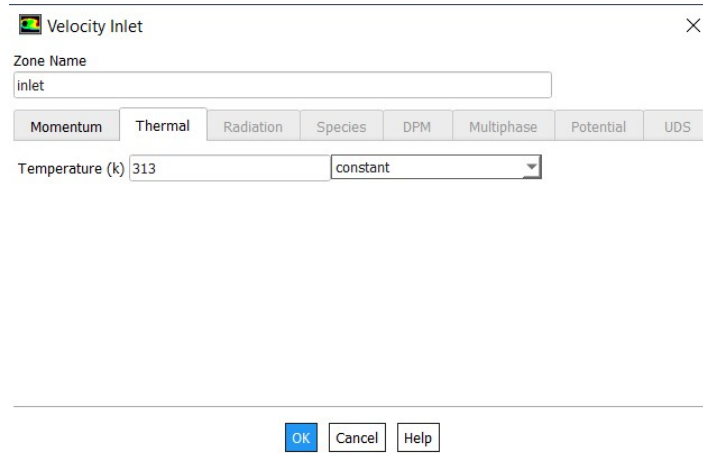


FIGURE A.12 – Conditions sur la température d'entrée du canal .

Pour la sortie on affecte la condition sur la pression du sortie, figure(A.13).

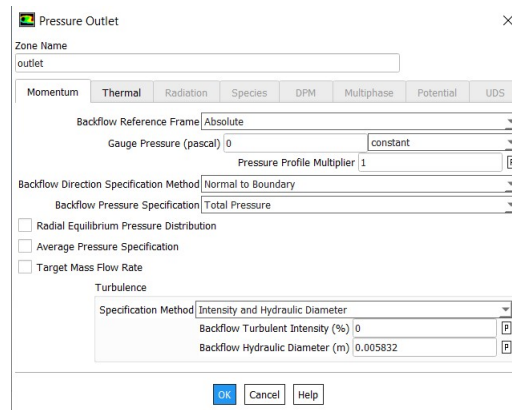


FIGURE A.13 – Conditions sur la sortie du canal.

Pour le calcul on choisit la méthode basé sur l'algorithme "SIMPLE", figure(A.14).

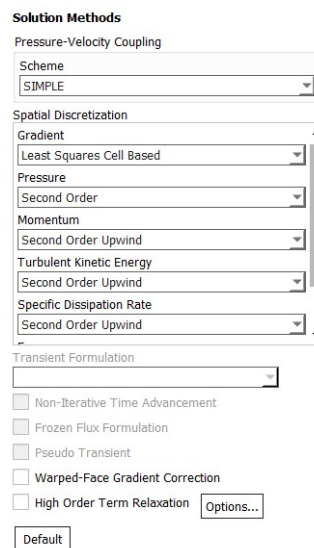


FIGURE A.14 – Méthode de résolution.

On fixe l'erreur résiduelle à 10^{-6} pour l'énergie et 10^{-4} pour le reste des paramètres,

figure (A.15).

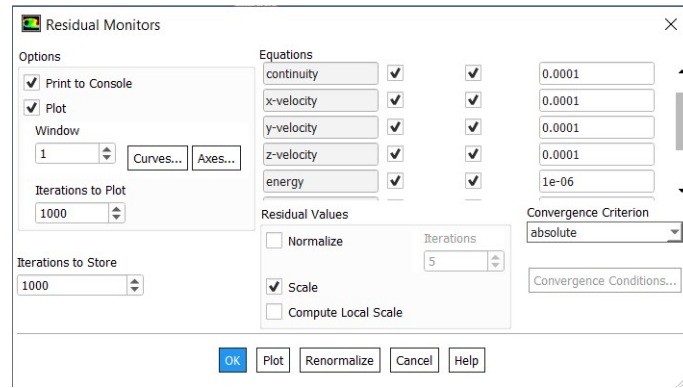


FIGURE A.15 – Erreurs résiduelle.

Pour l'initialisation on suit la méthode "STANDARD", figure(A.16).

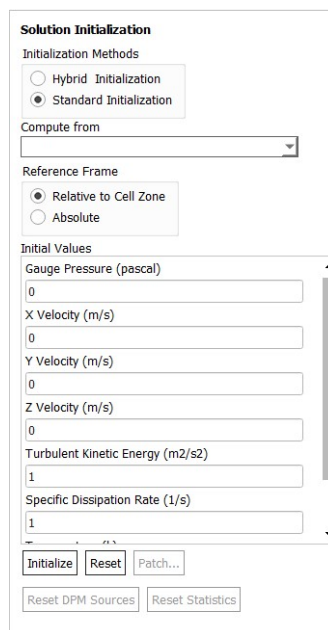


FIGURE A.16 – Initialisation .

On lance le calcul pour un nombre d'itération maximale 2000, figure(A.17).

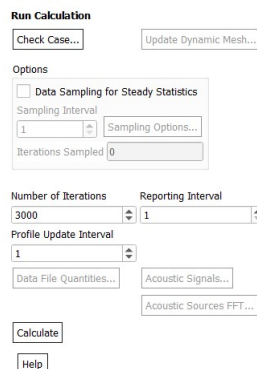


FIGURE A.17 – Lancement des calculs.

Annexe B

Étape de la simulation du blocage sans protection

Étant donné que c'est une simulation en mode stationnaire, les étapes de configuration seront les mêmes que dans le cas non accidentel, à l'exception de la condition à l'entrée du canal qui est maintenant une condition sur le débit. Figure (B.1).

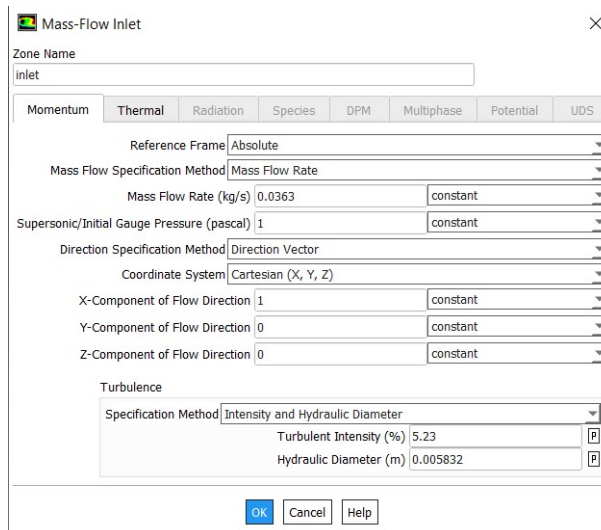


FIGURE B.1 – Conditions sur l'entrée du canal .

Annexe C

Étape de la simulation du blocage avec protection

Les étapes de simulation du blocage en mode transitoire avec protection sont presque les mêmes que ceux du mode stationnaire sans protection avec quelques modifications.

Tout d'abord on précise que l'écoulement est en mode transitoire et on introduit la force de pesanteur suivant l'axe x, Figure (C.1).

The image shows the 'General' solver settings in ANSYS Fluent. The 'Mesh' section includes buttons for 'Scale...', 'Check', 'Report Quality', and 'Display...'. The 'Solver' section has two sub-sections: 'Type' with radio buttons for 'Pressure-Based' (selected) and 'Density-Based'; and 'Velocity Formulation' with radio buttons for 'Absolute' (selected) and 'Relative'. The 'Time' section has radio buttons for 'Steady' and 'Transient' (selected). Below this, there is a checked 'Gravity' checkbox and a 'Units...' button. The 'Gravitational Acceleration' section contains three input fields: 'X (m/s2)' with the value '9.81', 'Y (m/s2)' with '0', and 'Z (m/s2)' with '0'. A 'Help' button is located at the bottom.

FIGURE C.1 – Configuration générale d'un transitoire.

Dans les conditions sur les composants chair on introduit l'UDF présenté par la figure (C.2).

```

DEFINE_PROFILE(profil_flux_de_chaleur, wall, q)
{
    face_t f;
    real x[ND_ND];
    real temps;
    temps = CURRENT_TIME;

    if ((temps >=0)&&(temps<1))
    {
        begin_f_loop(f, wall)
        {
            F_CENTROID (x, f, wall);
            F_PROFILE (f, wall , q) = (778705077.4)*(cos((3.14/0.775)*x[0]));
        }
        end_f_loop(f, wall)
    }
    if (temps>=1)
    {
        begin_f_loop(f, wall)
        {
            F_PROFILE(f, wall, q) = 52951945.2632 * (pow(temps, -0.2) - pow((temps + 86400), -0.2));
        }
        end_f_loop(f, wall)
    }
}

```

FIGURE C.2 – UDF du flux de chaleur utilisé pour la simulation transitoire.

Pour le calcul on choisit la méthode basé sur l'algorithme "PISO", figure(C.3).

Solution Methods

Pressure-Velocity Coupling

Scheme
PISO

Skewness Correction
1

Neighbor Correction
1

Skewness-Neighbor Coupling

Spatial Discretization

Gradient
Least Squares Cell Based

Pressure
Second Order

Momentum
Second Order Upwind

Turbulent Kinetic Energy
First Order Upwind

Specific Dissipation Rate
First Order Upwind

Transient Formulation
First Order Implicit

Non-Iterative Time Advancement

Frozen Flux Formulation

Warped-Face Gradient Correction

High Order Term Relaxation

FIGURE C.3 – Algorithme de calcul en transitoire.

Pour le calcul on choisit le nombre de pas de temps par la condition de CFL (The Courant–Friedrichs–Lewy) donné par $\delta t = \delta x/v$, avec δx la dimension de maille et v , la vitesse du fluide à l'entrée, figure(C.4)

Run Calculation

Check Case... Preview Mesh Motion...

Time Stepping Method: Fixed
Settings...

Time Step Size (s): 0.01
Number of Time Steps: 2000

Options

Extrapolate Variables

Data Sampling for Time Statistics

Sampling Interval: 1
Sampling Options...

Time Sampled (s): 0

Solid Time Step

User Specified
 Automatic

Max Iterations/Time Step: 2000
Reporting Interval: 1

Profile Update Interval: 1

Data File Quantities... Acoustic Signals...
Acoustic Sources FFT...

Calculate
Help

FIGURE C.4 – Lancement des calculs en transitoire.

Annexe D

Table de propriété thermohydraulique de l'eau saturé

Tempera- ture, T (K)	Pressure, p (bars) ^a	Specifi Volume (m ³ /kg)		Heat of Vapor- ization, h_{fg} (kJ/kg)	Specifi Heat (kJ/kg · K)		Viscosity (N · s/m ²)		Thermal Conductivity (W/m · K)		Prandtl Number		Surface Tension, $\sigma_f \cdot 10^3$ (N/m)	Expansion Coeffi- cient, $\beta_f \cdot 10^6$ (K ⁻¹)	Temper- ature, T (K)
		$v_f \cdot 10^3$	v_g		$c_{p,f}$	$c_{p,g}$	$\mu_f \cdot 10^6$	$\mu_g \cdot 10^6$	$k_f \cdot 10^3$	$k_g \cdot 10^3$	Pr_f	Pr_g			
273.15	0.00611	1.000	206.3	2502	4.217	1.854	1750	8.02	569	18.2	12.99	0.815	75.5	-68.05	273.15
275	0.00697	1.000	181.7	2497	4.211	1.855	1652	8.09	574	18.3	12.22	0.817	75.3	-32.74	275
280	0.00990	1.000	130.4	2485	4.198	1.858	1422	8.29	582	18.6	10.26	0.825	74.8	46.04	280
285	0.01387	1.000	99.4	2473	4.189	1.861	1225	8.49	590	18.9	8.81	0.833	74.3	114.1	285
290	0.01917	1.001	69.7	2461	4.184	1.864	1080	8.69	598	19.3	7.56	0.841	73.7	174.0	290
295	0.02617	1.002	51.94	2449	4.181	1.868	959	8.89	606	19.5	6.62	0.849	72.7	227.5	295
300	0.03531	1.003	39.13	2438	4.179	1.872	855	9.09	613	19.6	5.83	0.857	71.7	276.1	300
305	0.04712	1.005	29.74	2426	4.178	1.877	769	9.29	620	20.1	5.20	0.865	70.9	320.6	305
310	0.06221	1.007	22.93	2414	4.178	1.882	695	9.49	628	20.4	4.62	0.873	70.0	361.9	310
315	0.08132	1.009	17.82	2402	4.179	1.888	631	9.69	634	20.7	4.16	0.883	69.2	400.4	315
320	0.1053	1.011	13.98	2390	4.180	1.895	577	9.89	640	21.0	3.77	0.894	68.3	436.7	320
325	0.1351	1.013	11.06	2378	4.182	1.903	528	10.09	645	21.3	3.42	0.901	67.5	471.2	325
330	0.1719	1.016	8.82	2366	4.184	1.911	489	10.29	650	21.7	3.15	0.908	66.6	504.0	330
335	0.2167	1.018	7.09	2354	4.186	1.920	453	10.49	656	22.0	2.88	0.916	65.8	535.5	335
340	0.2713	1.021	5.74	2342	4.188	1.930	420	10.69	660	22.3	2.66	0.925	64.9	566.0	340
345	0.3372	1.024	4.683	2329	4.191	1.941	389	10.89	664	22.6	2.45	0.933	64.1	595.4	345
350	0.4163	1.027	3.846	2317	4.195	1.954	365	11.09	668	23.0	2.29	0.942	63.2	624.2	350
355	0.5100	1.030	3.180	2304	4.199	1.968	343	11.29	671	23.3	2.14	0.951	62.3	652.3	355
360	0.6209	1.034	2.645	2291	4.203	1.983	324	11.49	674	23.7	2.02	0.960	61.4	679.9	360
365	0.7514	1.038	2.212	2278	4.209	1.999	306	11.69	677	24.1	1.91	0.969	60.5	707.1	365
370	0.9040	1.041	1.861	2265	4.214	2.017	289	11.89	679	24.5	1.80	0.978	59.5	728.7	370
373.15	1.0133	1.044	1.679	2257	4.217	2.029	279	12.02	680	24.8	1.76	0.984	58.9	750.1	373.15
375	1.0815	1.045	1.574	2252	4.220	2.036	274	12.09	681	24.9	1.70	0.987	58.6	761	375
380	1.2869	1.049	1.337	2239	4.226	2.057	260	12.29	683	25.4	1.61	0.999	57.6	788	380
385	1.5233	1.053	1.142	2225	4.232	2.080	248	12.49	685	25.8	1.53	1.004	56.6	814	385
390	1.794	1.058	0.980	2212	4.239	2.104	237	12.69	686	26.3	1.47	1.013	55.6	841	390
400	2.455	1.067	0.731	2183	4.256	2.158	217	13.05	688	27.2	1.34	1.033	53.6	896	400
410	3.302	1.077	0.553	2153	4.278	2.221	200	13.42	688	28.2	1.24	1.054	51.5	952	410
420	4.370	1.088	0.425	2123	4.302	2.291	185	13.79	688	29.8	1.16	1.075	49.4	1010	420
430	5.699	1.099	0.331	2091	4.331	2.369	173	14.14	685	30.4	1.09	1.10	47.2	430	430

FIGURE D.1 – Table des propriétés thermohydraulique de l'eau saturé.