

École nationale polytechnique

Département d'hydraulique

Mémoire de projet de fin d'études pour l'obtention du diplôme d'ingénieur
d'état en Hydraulique

Refroidissement de la chaleur résiduelle dans le cœur d'un réacteur nucléaire lors d'un transitoire thermohydraulique

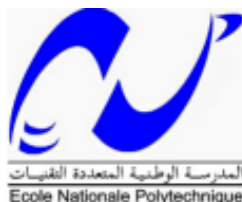
Réalisé par :

AKHAL Nadjma

Soutenu publiquement le 03 juillet 2022, Devant le jury composé de :

Président	Dr Belgacem Ibtissem	MCA	ENP
Encadreur	Dr SIDI ALI Kamel	Chercheur Expert	CRND
Co-Encadreur	Dr BENMAMAR Saâdia	Prof	ENP
Examineur	Dr Chetibi Meriem	MCB	ENP
	Mr. Benziada Salim	MAA	ENP

ENP 2022



École nationale polytechnique

Département d'hydraulique

Mémoire de projet de fin d'études pour l'obtention du diplôme d'ingénieur
d'état en Hydraulique

Refroidissement de la chaleur résiduelle dans le cœur d'un réacteur nucléaire lors d'un transitoire thermohydraulique

Réalisé par :
AKHAL Nadjma

Soutenu publiquement le 03 juillet 2022, Devant le jury composé de :

Président	Dr Belgacem Ibtissem	MCA	ENP
Encadreur	Dr SIDI ALI Kamel	Chercheur Expert	CRND
Co-Encadreur	Dr BENMAMAR Saâdia	Prof	ENP
Examineur	Dr Chetibi Meriem	MCB	ENP
	Mr. Benziada Salim	MAA	ENP

ENP 2022

ملخص

من أجل ضمان سلامة المفاعلات النووية، يجب تبريد قلب المفاعل النووي بصورة دائمة في حالة الاشتغال الطبيعي أو في حالة حدوث حادث وحتى عند توقف المفاعل النووي. يتطلب ذلك مراقبة درجة الحرارة في قلب المفاعل النووي ولذلك نستعين بأدوات المحاكاة CFD

تمت دراسة القناة الأساسية للمفاعل النووي ثلاثية الأبعاد وتم حساب درجة حرارة الكسوة وسائل التبريد في مختلف أوضاع تشغيل المفاعل النووي. تقوم عمليات المحاكاة المؤقتة بإعادة إنتاج حادث فقدان التدفق لمختلف تخفيضات التدفق سائل التبريد من أجل معرفة متى تصل درجة حرارة سائل التبريد إلى حد ظاهرة ONB

بالإضافة إلى ذلك تمت دراسة سيناريوهين لحوادث FLOFA و SLOFA لتقييم تطور الحرارة المتبقية

تم تبريد هذه الحرارة بمعدل تدفق 20%

تم فحص ظاهرة ONB في جميع حالات الدراسة.

الكلمات المفتاحية: مفاعل النووي، هيدروليك حراري، وقود لوهي، LOFA, SLOFA, FLOFA الحرارة المتبقية

Abstract

In order to ensure the safety of nuclear reactors, the core of a nuclear reactor must always be cooled whether it is in a normal, accidental and even shutdown state. This requires monitoring the temperature in the core of the nuclear reactor, using CFD tools. The core channel of the nuclear reactor was studied in three-dimensional and the clad and coolant temperature were calculated in different operating modes of the nuclear reactor. Transient simulations produce a Loss of Flow Accident (LOFA) for different flow reductions in order to know when the coolant temperature reaches the limit corresponding to the ONB (Onset of nucleat boiling). In addition, two accident scenarios, FLOFA (Fast loss of flow accident) and SLOFA (Slow loss of flow accident) were studied to assess the evolution of residual heat. The latter was cooled down with a flow rate of 20%. The ONB phenomenon was checked in all study cases.

Key Words : Nuclear reactor, thermohydraulic, plate fuel, LOFA, SLOFA, FLOFA, decay heat

Résumé

Afin d'assurer la sureté des réacteurs nucléaires, le cœur d'un réacteur nucléaire doit toujours être refroidit qu'il soit à l'état de fonctionnement normal, accidentel et même à l'arrêt. Cela nécessite un suivie de la température dans le cœur du réacteur nucléaire, pour ce faire on a recours aux outils de CFD. Le canal du coeur du réacteur nucléaire a été étudié en tridimensionnel et les températures de la gaine et fluide de refroidissement ont été calculées dans le différents mode de fonctionnement du réacteur nucléaire.

Les simulations transitoires produisent un accident de type LOFA (Loss of flow accident) pour différent diminutions de débit dans le but de connaitre à quelle moment la température du fluide de refroidissement atteint la limite correspondant à l'ONB (Onset of nucleat boiling). De plus, deux scénarios d'accident de type FLOFA (Fast loss of flow accident) et SLOFA (Slow loss of flow accident) ont été étudié afin d'évaluer l'évolution de la chaleur résiduelle. Cette dernière à été refroidit avec un débit de 20%. Le phénomène d'ONB à été vérifié dans tout les cas d'étude.

Mot clés : Réacteur nucléaire, thermohydraulique, combustible plaque, LOFA, FLOFA, SLOFA, CFD, chaleur résiduelle

Remerciements

Je remercie avant tout Dieu le tout puissant pour tout ses grâces et ses faveurs, pour m'avoir accordé la volonté, le courage et la santé dans tout les étapes de mon cursus.

J'adresse mes remerciement à mon encadreur Dr. SIDI ALI Kamel pour son orientation, sa précieuse aide et ses remarques pertinentes.

Je remercie madame BENMAMAR Saâdia, pour sa gentillesse et ses conseils judicieux.

Je tiens à adresser mes sincères remerciements à monsieur Aloui Nadir, pour son temps, son aide précieuse et ses encouragements.

Je remercie Mr. Ouchen Samir, Mme. Tchekiken Chahinaz, Dr. Chetibi merieme, Mme. Mahfoud mouna, Mr. Mahdi Amokrane, Pr. Smaili Arezki et Dr. Tachi Salah Eddine pour leur conseils, leur gentillesse et leur aide durant mon projet de fin d'études.

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

Je remercie chaleureusement ma famille et mes chers amis pour leur soutien et encouragements.

J'adresse mes remerciements à tout les enseignants qui mon guidé, instruit, cru en moi et encouragé durant tout mon cursus académique.

Je remercie toutes les personnes qui ont contribué de près ou de loin à la réalisation de ce modeste travail.

Dédicace

A la plus merveilleuse maman du monde qui m'a toujours soutenu et encouragé à qui je dois toute ma réussite.

A mon cher père pour son soutien, son encouragement à qui je dois ma profonde reconnaissance.

A mon précieux frère et à ma très chère sœur qui n'ont jamais cessé d'être à mes côtés.

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

A ma très chère amie Lyne pour son soutien, sa patience, ses conseils et son optimisme.

A tout mes ami(e)s du lycée nationale des mathématiques et tout mes ami(e)s d'hydraulique.

Table des matières

Table des figures

Liste des tableaux

Liste des abréviations

Liste des symboles

Introduction générale 15

1 Généralités sur les types de réacteurs nucléaires, barrières de sureté nucléaire, accidents nucléaires

1.1	Introduction	18
1.2	Réaction de fission	18
1.3	Les composants de base d'un réacteur nucléaire	19
1.3.1	Le modérateur	19
1.3.2	Le fluide de refroidissement	19
1.3.3	Le combustible nucléaire	19
1.3.3.1	Combustible à plaques	19
1.3.3.2	Combustible cylindrique	20
1.3.3.3	Combustible sphérique	20
1.4	Types de réacteurs nucléaires	21
1.4.1	Les réacteurs nucléaires de recherche	21
1.4.1.1	Le cœur d'un réacteur nucléaire de recherche	22
1.4.1.2	Le circuit de refroidissement	22
1.4.1.3	Échangeur de chaleur	23
1.4.1.4	La tour de refroidissement	24
1.4.2	Les réacteurs nucléaires de puissance	25
1.4.2.1	Les réacteurs nucléaires à eau légère (LWR)	26
1.4.2.2	Les réacteurs nucléaires à eau lourde HWR	28
1.4.2.3	Les réacteurs nucléaires à haute température HTGR	28
1.5	Les barrières de sureté nucléaire	29
1.5.1	La gaine du combustible	29
1.5.2	Le circuit primaire	30

1.5.3	L'enceinte de confinement	31
1.6	Types d'accidents nucléaires qui peuvent survenir dans un réacteur nucléaire . .	31
1.6.1	LOFA (Loss of Flow Accident) Accident de perte de débit	31
1.6.2	LOCA (Loss of Coolant Accident) Accident de perte du fluide de refroidissement	32
1.6.3	RIA (Reactivity Insertion Accident) Accident d'insertion de réactivité .	32
1.7	Les accidents nucléaires dans le monde	32
1.7.1	Accident de Three miles island	32
1.7.1.1	Type du réacteur de la centrale nucléaire de Three miles island	32
1.7.1.2	Déroulement de l'accident	33
1.7.1.3	Conséquences	33
1.7.2	Accident de Chernobyl	33
1.7.2.1	Type de réacteur de la centrale nucléaire de Chernobyl . . .	34
1.7.2.2	Déroulement de l'accident	34
1.7.2.3	Conséquences	35
1.7.3	Accident de Fukushima Daiichi	35
1.7.3.1	Type de réacteur de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi	35
1.7.3.2	Déroulement de l'accident	36
1.7.3.3	Conséquences	36
1.8	Conclusion	37
2	Mise en équation thermohydraulique d'un canal du cœur d'un réacteur nucléaire de recherche	
2.1	Introduction	39
2.2	Caractéristiques physiques et géométriques du réacteur nucléaire NUR à 17 éléments combustibles	39
2.3	Équations de conservation	40
2.3.1	Équation de conservation de la masse	40
2.3.2	Équation de conservation de la quantité de mouvement	40
2.3.3	Équation de conservation de l'énergie	41
2.4	Mode de fonctionnement d'un réacteur nucléaire	41
2.4.1	Fonctionnement normal	41
2.4.2	Fonctionnement accidentel	41
2.4.3	Arrêt du réacteur nucléaire	42
2.5	Modèle El-Wakil	42
2.6	Modélisation de la turbulence	43
2.6.1	Le choix du modèle de turbulence	44
2.6.1.1	Modèle $K - \omega$ SST (Shear-Stress Transport)	44
2.7	Traitement proche paroi	46
2.8	Conclusion	47

3	Simulation numérique en tridimensionnel à l'état stationnaire d'un canal du cœur d'un réacteur nucléaire de recherche	
3.1	Introduction	49
3.2	Présentation du logiciel Ansys Fluent	49
3.3	Méthode des volume finis	49
3.4	Mise en équations	51
3.4.1	Les équations de conservation	51
3.4.2	Conditions aux limites	52
3.4.2.1	A l'entrée du canal	52
3.4.2.2	A la sortie du canal	52
3.4.2.3	Condition de non glissement	52
3.4.2.4	La source de chaleur	52
3.5	Élaboration de la géométrie	53
3.6	Élaboration du maillage	54
3.7	Résultats de la simulation à l'état stationnaire	56
3.8	Conclusion	58
4	Simulation numérique en tridimensionnel à l'état transitoire sans protection d'un canal du cœur d'un réacteur nucléaire de recherche	
4.1	Introduction	60
4.2	Conditions aux limites	60
4.3	Résultats et interprétation	61
4.4	Conclusion	76
5	Simulation numérique en tridimensionnel à l'état transitoire avec protection d'un canal du cœur d'un réacteur nucléaire de recherche	
5.1	Introduction	78
5.2	Analyse d'un accident de perte de débit de type FLOFA et SLOFA	78
5.2.1	Conditions aux limites	78
5.3	Résultats et interprétation	81
5.3.1	Résultats et interprétation pour le cas d'un FLOFA	81
5.3.2	Résultats et interprétation pour le cas d'un SLOFA	84
5.4	Conclusion	91
	Conclusion générale	92
	Bibliographie	93
	Annexes	
	A Étapes de la simulation en régime stationnaire sur Ansys Fluent	
	B Étapes de la simulation en régime transitoire sans protection sur Ansys Fluent	

Table des figures

1.1	Schéma d'une réaction de fission	18
1.2	Plaque et assemblage combustible	20
1.3	Combustible cylindrique	20
1.4	Combustible sphérique	21
1.5	Schéma d'un réacteur nucléaire de recherche de type piscine	21
1.6	Schéma des composants d'un réacteur nucléaire de recherche	22
1.7	Échangeur de chaleur à plaques	23
1.8	Échangeur de chaleur à coque et tube	24
1.9	Tour de refroidissement à tirage naturel	24
1.10	Tour de refroidissement à tirage mécanique	25
1.11	Schéma des composants d'un réacteur nucléaire de puissance	26
1.12	Réacteur nucléaire à eau sous pression	27
1.13	Réacteur nucléaire à eau bouillante	27
1.14	Réacteur nucléaire de type Candu	28
1.15	Réacteur nucléaire à haute température	29
1.16	La gaine du combustible nucléaire	30
1.17	Le circuit primaire d'un réacteur REP	30
1.18	Enceinte de confinement	31
1.19	Schema de la central de Three Tile Island	33
1.20	Schema simplifié d'un RBMK	34
1.21	Schéma d'un réacteur à eau bouillante BWR	36
3.1	Volume de contrôle en tridimensionnel	51
3.2	UDF sur le flux de chaleur	52
3.3	Schéma du canal en 3D	53
3.4	La géométrie d'étude en tridimensionnelle	53
3.5	Vue de la géométrie sous différents plans	54
3.6	Vue du maillage de la géométrie sur les plans (xy),(yz),(xz)	55
3.7	Température maximale de la gaine en fonction du nombre d'éléments du maillage	56
3.8	Contour de température de la gaine et du fluide de refroidissement dans le plan (xz)	56
3.9	Profil de la température de la gaine de la chair et du fluide de refroidissement .	57
4.1	Fonction UDF pour la diminution de débit de 30%	61

4.2	Fonction UDF pour la diminution de débit de 40%	61
4.3	Fonction UDF pour la diminution de débit de 50%	61
4.4	Contours de température du fluide de refroidissement sur le plan à chaque pas de temps de 5s à 12s	62
4.5	Profil de la température du fluide de refroidissement le long du canal pour une diminution de débit de 30%	63
4.6	Profil de la température du fluide de refroidissement le long du canal pour une diminution de débit de 40%	64
4.7	Profil de la température du fluide de refroidissement le long du canal pour une diminution de débit de 50%	65
4.8	Contours de température de la gaine sur le plan à chaque pas de temps de 5s à 12s	68
4.9	Profil de la température de la gaine le long du canal pour une diminution de débit de 30%	69
4.10	Profil de la température de la gaine le long du canal pour une diminution de débit de 40%	70
4.11	Profil de la température de la gaine le long du canal pour une diminution de débit de 50%	71
4.12	Profil de la température de la gaine le long du canal pour une diminution de débit de 30%	73
4.13	Profil de la température de la gaine le long du canal pour une diminution de débit de 40%	74
4.14	Profil de température en fonction du temps pour une diminution de débit de 50%	75
5.1	UDF sur la vitesse d'entrée dans le cas d'un accident FLOFA	79
5.2	UDF sur le flux de chaleur dans le cas d'un accident FLOFA	80
5.3	UDF sur la vitesse d'entrée dans le cas d'un accident SLOFA	80
5.4	UDF sur le flux de chaleur dans le cas d'un accident SLOFA	81
5.5	Contours de température du fluide de refroidissement sur le plan à chaque pas de temps	82
5.6	Contours de température de la gaine sur le plan à chaque pas de temps	82
5.7	Puissance du réacteur nucléaire et vitesse du fluide de refroidissement à l'entrée du canal en fonction du temps dans le cas d'un FLOFA	83
5.8	Profil de température de la gaine et du fluide de refroidissement en fonction du temps dans le cas d'un FLOFA	84
5.9	Contours de température du fluide de refroidissement sur le plan à chaque pas de temps	85
5.10	Contours de température de la gaine sur le plan à chaque pas de temps	85
5.11	Puissance du réacteur nucléaire et vitesse du fluide de refroidissement à l'entrée du canal en fonction du temps dans le cas d'un SLOFA	86
5.12	Profil de température de la gaine et du fluide de refroidissement en fonction du temps dans le cas d'un SLOFA	86

5.13	Profil de température de la gaine avec et sans refroidissement de la chaleur résiduelle dans le cas d'un FLOFA	88
5.14	Profil de température du fluide de refroidissement avec et sans refroidissement de la chaleur résiduelle dans le cas d'un FLOFA	89
5.15	Profil de température de la gaine avec et sans refroidissement de la chaleur résiduelle dans le cas d'un SLOFA	90
5.16	Profil de température du fluide de refroidissement avec et sans refroidissement de la chaleur résiduelle dans le cas d'un SLOFA	90
A.1	Configuration générale	98
A.2	Fenêtre "models"	98
A.3	Propriété de l'uranium attribuée à la chair	99
A.4	Propriété de l'aluminium 6061 attribuée à la gaine	99
A.5	Propriété du fluide de refroidissement	100
A.6	Condition sur la source de chaleur	100
A.7	Conditions aux limites sur la vitesse d'entrée	101
A.8	Conditions aux limites sur la température d'entrée	101
A.9	Condition aux limites sur la pression de sortie	102
A.10	Méthode de résolution SIMPLE	102
A.11	Erreur résiduelle	103
A.12	Fenêtre lancement des calculs en régime stationnaire	103
A.13	Script matlab pour moyenner la température de la gaine	104
A.14	Script matlab pour moyenner la température de la chair	104
A.15	Script matlab pour moyenner la température du fluide de refroidissement	104
B.1	Configuration générale "Transient"	106
B.2	Fonction UDF pour la diminution de débit de 30%	107
B.3	Fonction UDF pour la diminution de débit de 40%	107
B.4	Fonction UDF pour la diminution de débit de 50%	107
B.5	Algorithme PISO	108
B.6	Fenêtre lancement des calculs en régime transitoire	108

Liste des tableaux

1.1	Répartition de l'énergie dégagée par une réaction de fission	19
2.1	Caractéristiques physiques et géométriques du réacteur nucléaire de recherche NUR à 17 éléments combustible	39
3.1	Paramètres pour le calcul d'épaisseur de la première couche limite	55
4.1	Température du fluide de refroidissement à la sortie du canal à chaque pas de temps pour différentes diminutions de débit	66
4.2	Température maximale du fluide de refroidissement le long du canal en fonction du temps pour différentes diminutions de débit.	66
4.3	Température de la gaine à l'entrée du canal en fonction du temps pour différentes diminutions de débit	72
4.4	Température de la gaine à la sortie du canal en fonction du temps pour différentes diminutions de débit	72
4.5	Température maximal de la gaine le long du canal en fonction du temps pour différentes diminutions de débit	73

Liste des abréviations

LWR Light Water Reactor
PWR Pressurized Water Reactor
BWR Boiling Water Reactor
HWR Heavy Water Reactor
CANDU Canada Deuterium Uranium
HTGR High Temperature Gas Reactor
LOFA Loss of Flow Accident
LOCA Loss of Coolant Accident
RIA Reactivity Insertion Accident
RBMK Reaktor Bolshoy Moshchnosty Kanalny
INES International nuclear event scale
OTSG Once Through Steam Generator
SST Shear-Stress Transport
RANS Reynolds Averaged Navier Stokes
LES Large Eddy Simulation
DNS Direct Numerical Simulation
NUR Nuclear Uranium Reactor
ONB Onset of Nucleate Boiling
CAO Conception assisté par ordinateur
UDF User-defined Function
FLOFA Fast loss of flow accident
SLOFA Slow loss of flow accident
CFD Computational Fluid Dynamics

Liste des symboles

h_j : Coefficient de transfert de chaleur par convection d'une espèce j (-)

Γ : Coefficient de diffusion (-)

k : Conductivité thermique ($W/m^2 \cdot ^\circ C$)

$P(t)$: Chaleur résiduelle (W)

U_i : Composante de la vitesse dans la direction correspondante (m/s)

C_p : Capacité thermique ($J/Kg \cdot ^\circ C$)

κ_{vk} : Constante de Von Karman (-)

h : Coefficient de transfert de chaleur ($W/m^2 \cdot ^\circ C$)

D_h : Diamètre hydraulique (m)

$q'(z)$: Densité de puissance axiale (W/m^3)

q'_c : Densité de puissance maximale (W/m^3)

q'_a : Densité de puissance moyenne (W/m^3)

Y_K : Dissipation de K due à la turbulence

Y_ω : Dissipation de ω due à la turbulence

y^+ : Distance adimensionnelle

E : Énergie (J)

δ : Épaisseur de la couche limite (m)

y : Épaisseur de la première cellule près de la paroi (m)

K : Énergie cinétique turbulente

F : Facteur de puissance (-)

F_A : Facteur de puissance axiale (-)

F_R : Facteur de puissance radiale (-)

F_1, F_2 : Fonction de mélange (-)

q_A : Flux de chaleur du mur (W/m^2)

g_x : Gravité selon l'axe x (m/s^2)

g_y : Gravité selon l'axe y (m/s^2)

g_z : Gravité selon l'axe z (m/s^2)

L_e : Longueur extrapolée (m)

ρ : Masse volumique du fluide (Kg/m^3)

P_{rt} : Nombre de Prandtl turbulent (-)

Re : Nombre de Reynolds (-)

p : Pression (Pa)

P_0 : Puissance du réacteur nucléaire avant le SCRAM (W)

G_ω : Production du taux de dissipation spécifique ω (J)

y^+ : Position adimensionnelle de y (-)
 T : Température (°C)
 t : Temps (s)
 S : Terme source
 $\bar{\tau}$: Tenseur des contraintes visqueuse ($Kg/m.s^2$)
 t_{irr} : Temps entre le démarrage et l'arrêt du réacteur nucléaire (s)
 ω : Taux de dissipation spécifique (m^2/s^3)
 $\bar{\phi}$: Terme moyen de la quantité scalaire
 ϕ' : Terme fluctuant de la quantité scalaire
 $(\tau_{ij})_{eff}$: Tenseur déviatorique
 S_K, S_ω : Terme source (J)
 S_ϕ : Terme source par unité de volume (J/m^3)
 D_ω : Terme de diffusion croisée
 T_{ONB} : Température du fluide de refroidissement au point ONB (°C)
 T_s : Température de saturation (°C)
 \vec{g} : Vecteur gravité
 \vec{U} : Vecteur vitesse
 \vec{J}_j : Vecteur vitesse de chaque espèce j
 μ : Viscosité dynamique du fluide (Kg/m.s)
 U_x : Vitesse selon l'axe x (m/s)
 U_y : Vitesse selon l'axe y (m/s)
 U_z : Vitesse selon l'axe z (m/s)
 μ_t : Viscosité turbulente (Kg/m.s)
 u'_i : Vitesse fluctuante (m/s)
 \bar{U}_i : Vitesse moyenne (m/s)
 U^* : Vitesse de friction local
 u : Vitesse d'écoulement (m/s)
 ϕ : Quantité scalaire

Introduction générale

Les réacteurs nucléaires de recherche ont la particularité de fonctionner à de faibles températures et pressions et sont plus simple que les réacteurs de puissance. Il existe une large gamme de types de conception des réacteurs de recherche, parmi ces types, on cite les réacteurs de recherche de types piscine constitués de combustible nucléaire de type plaques. Ce dernier doit être impérativement refroidit quelques soit le mode de fonctionnement du réacteur nucléaire c'est à dire en fonctionnement normal ou dans le cas d'un accident et même à l'arrêt du réacteur. Parmi les accidents qui peuvent survenir dans un réacteur nucléaire, on cite la perte de débit du fluide de refroidissement LOFA qui peut résulter suite à une défaillance d'une pompe, l'accident de perte du fluide de refroidissement LOCA qui peut être causé par une rupture de la canalisation du circuit primaire et l'accident d'insertion de réactivité causé principalement par l'insertion ou le retrait incontrôlé des barres de contrôle.

La chaleur dégagée dans le cœur du réacteur nucléaire doit être abaissée afin d'éviter l'endommagement des composants du réacteur et d'empêcher d'éventuels dégâts majeurs telle que la dissipation de produits radioactifs dans l'environnement.

L'analyse de la sûreté nucléaire demeure ainsi d'une importance cruciale pour la conception et l'exploitation des réacteurs nucléaires. Sur cela, une étude thermohydraulique lors de différents modes de fonctionnement d'un réacteur nucléaire est nécessaire pour surveiller l'évolution de la température du fluide de refroidissement et celle de la gaine et s'assurer du respect des critères de sureté nucléaire. On a eu ainsi recours aux outils de CFD pour effectuer l'analyse thermohydraulique d'un réacteur nucléaire.

Ce présent travail est organisé en cinq chapitres et présenté comme suit :

Le premier chapitre porte sur les notions de bases nécessaires pour notre travail, voir une explication de la réaction de fission, une bref description des types de réacteurs nucléaires, leurs composants et caractéristiques. Ainsi qu'une présentation des barrières de sureté nucléaire et des principaux accidents nucléaires qui ont marqué le mondes.

Le deuxième chapitre est consacré à la mise en équations thermohydrauliques d'un canal du cœur d'un réacteur nucléaire de 1MW où on a présenté le modèle mathématique comprenant les équations de conservation de masse, de quantité de mouvement et d'énergie. On a défini les différents modes de fonctionnement d'un réacteur nucléaire et les équations entrant dans l'étude de chaque mode de fonctionnement. De plus, on a présenté le modèle mathématique correspondant à la variation du flux de chaleur pour un écoulement monodimensionnel et on a expliqué le modèle de turbulence adéquat à notre étude et le traitement proche paroi convenant

à la réalisation de ce travail. L'ensemble du système d'équations à résoudre a été établi permettant ainsi de réaliser l'analyse thermohydraulique d'un canal du cœur d'un réacteur nucléaire en utilisant le code de calcul Ansys Fluent.

Dans le troisième chapitre, on a résolu le système d'équations à l'état stationnaire dans un canal du cœur d'un réacteur nucléaire de recherche de puissance 1MW en utilisant le code de calcul Ansys Fluent. On a réalisé en premier lieu la géométrie d'étude sur Design modler. Ensuite, un test de maillage a été effectué afin de déterminer le maillage adéquat pour notre étude en terme de cohérence des résultats et de cout numérique. On a procédé à une simulation stationnaire afin de connaître la température que peut atteindre la gaine, la chair et le fluide de refroidissement lors d'un fonctionnement normal du réacteur nucléaire.

Dans le quatrième chapitre, on a reproduit un accident de type LOFA d'une durée de 7s en résolvant le système d'équations à l'état transitoire via Ansys Fluent. Ceci a été fait dans le but de déterminer à quel moment la température du fluide de refroidissement atteint la valeur limite correspondant au début de l'ébullition nucléée (ONB) et qui est de 120°C. L'étude a été faite pour différents cas de diminution de débit de 30%, 40% et 50%.

Dans le dernier chapitre, on a résolu le système d'équations sur Ansys Fluent pour un transitoire avec protection pour un accident de perte de débit rapide FLOFA et pour un accident de perte de débit lent SLOFA. On a observé l'évolution de la température de la gaine et celle du fluide de refroidissement suite à la diminution de débit de 80% du débit initial, causée par ces deux accidents et suite à la chaleur résiduelle. Ensuite, on a étudié, l'évolution de la température de la gaine et celle du fluide de refroidissement sans et avec refroidissement de la chaleur résiduelle avec un débit de 20% de la valeur initiale.

Enfin, notre travail est clôturé par une conclusion générale où l'ensemble des étapes effectuées dans cette étude sont résumées et commentées.

Chapitre 1

**Généralités sur les types de réacteurs
nucléaires, barrières de sûreté nucléaire,
accidents nucléaires**

1.1 Introduction

Les réacteurs nucléaires de recherche sont principalement utilisés pour la production et l'utilisation de flux neutroniques et de rayonnements ionisants à des fins de recherche, industriels ou médicales (Foudil et al., 2017) tels que la formation de radio-isotope utilisés dans le diagnostic et le traitement des maladies (Elisa Mattar, 2019). La puissance de la majorité des réacteurs de recherche est inférieure à 10 MW (Couturier, 2021a). Les réacteurs nucléaires de puissance sont destinés à la production de l'énergie électrique.

Dans ce chapitre, on présentera la conception des réacteurs nucléaires de recherche à combustible de type plaque ainsi que les réacteurs nucléaires de puissance. On présentera quelques filières de réacteurs nucléaires de puissance qui sont les réacteurs à eau sous pression PWR, les réacteurs à eau bouillante BWR, les réacteurs CANDU et les réacteurs à haute température HTGR. On abordera par la suite les types d'accidents qui peuvent survenir dans le cœur d'un réacteur nucléaire et à la fin on évoquera les accidents nucléaires qui ont marqué le monde.

1.2 Réaction de fission

La réaction de fission (Lewis, 2008) consiste en une fragmentation d'un noyau lourd nommé "fissile" lorsque ce dernier est percuté par un neutron comme présenté sur la figure (1.1). Cette collision, engendre des atomes légers qu'on appelle " fragments de fission ", deux ou trois neutrons, des rayonnements gamma, des neutrinos et une quantité d'énergie équivalente approximativement à 200 Mev. Les neutrons libérés par cette réaction produisent à leur tour de nouvelles réactions de fission déclenchant une réaction en chaîne.

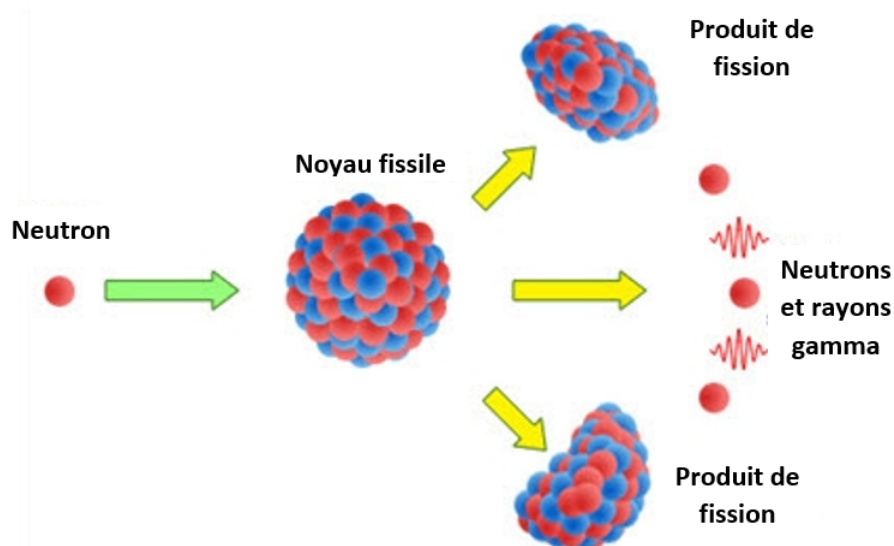


FIGURE 1.1 – Schéma d'une réaction de fission

L'énergie générée par la réaction de fission est répartie sur les produits de fission sous forme d'énergie cinétique qui se transforme en chaleur (Yu, 2016). Le tableau (1.1) montre la répartition de l'énergie sur les produits de fission dans une réaction de fission typique (Masterson, 2017).

TABLEAU 1.1 – Répartition de l'énergie dégagée par une réaction de fission

Les particules produites	Énergie cinétique des particules (Mev)
produits de fission	170
désintégration des produits de fission	20
neutrons de fission	5
rayons γ	5
Total	200

1.3 Les composants de base d'un réacteur nucléaire

Les réacteurs nucléaires sont divisés en plusieurs filières selon trois composants :

1.3.1 Le modérateur

C'est un ralentisseur de neutrons permettant de réduire l'énergie des neutrons de 2 Mev à 0.045 ev afin d'engendrer de nouvelles réactions de fission. On compte parmi les modérateurs : l'eau légère, l'eau lourde et le graphite (*, 2016).

1.3.2 Le fluide de refroidissement

Il sert à refroidir la chaleur générée dans le cœur d'un réacteur nucléaire, il peut être de l'eau légère, de l'eau lourde ou de gaz (*, 2016).

1.3.3 Le combustible nucléaire

1.3.3.1 Combustible à plaques

Il s'agit d'une plaque d'uranium disposée entre deux plaques en aluminium jouant le rôle de gaine du combustible. Les plaques de combustible sont disposées en parallèle formant un assemblage comme montré sur la figure (1.2) (Ross, 1965).

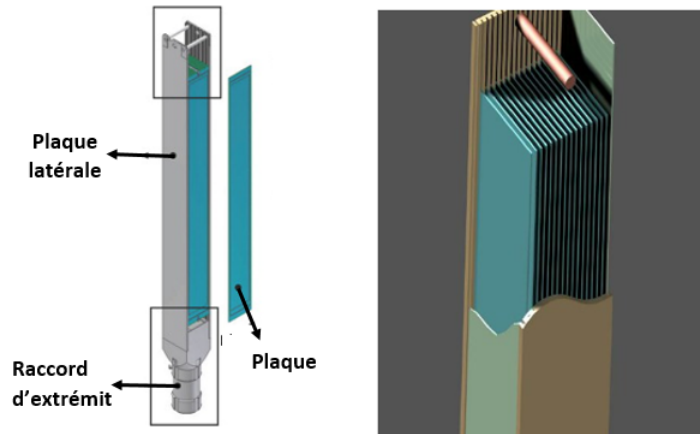


FIGURE 1.2 – Plaque et assemblage combustible

1.3.3.2 Combustible cylindrique

L'uranium est confiné dans des pastilles frittées qui sont empilées dans une gaine métallique formant des crayons combustibles. Ces crayons sont regroupés dans un assemblage comme montré sur la figure (1.3) (***, 2008).

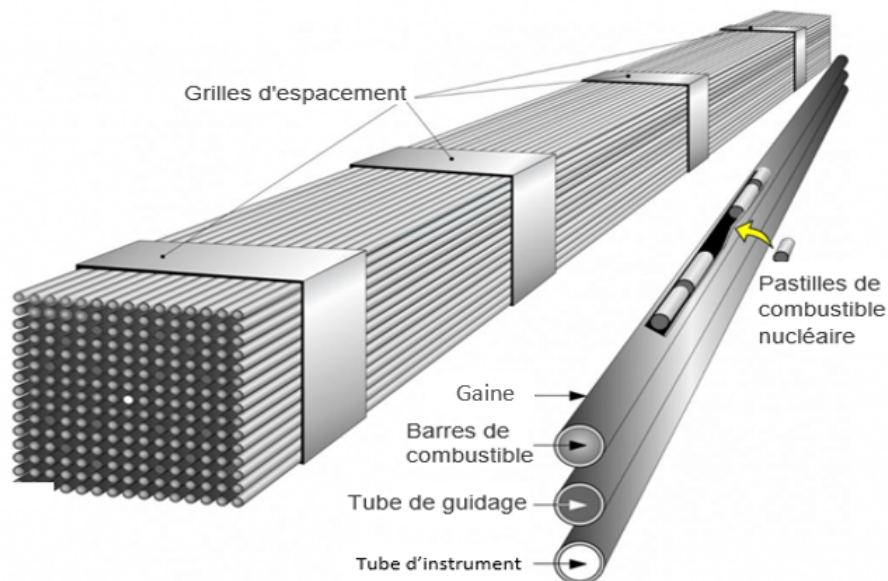


FIGURE 1.3 – Combustible cylindrique

1.3.3.3 Combustible sphérique

La matière fissile est sous forme de sphère de 200 à 800 μm de diamètre enrobée par une couche en graphite formant des particules appelées TRISO (**, 2006). Comme montré sur la figure (1.4).

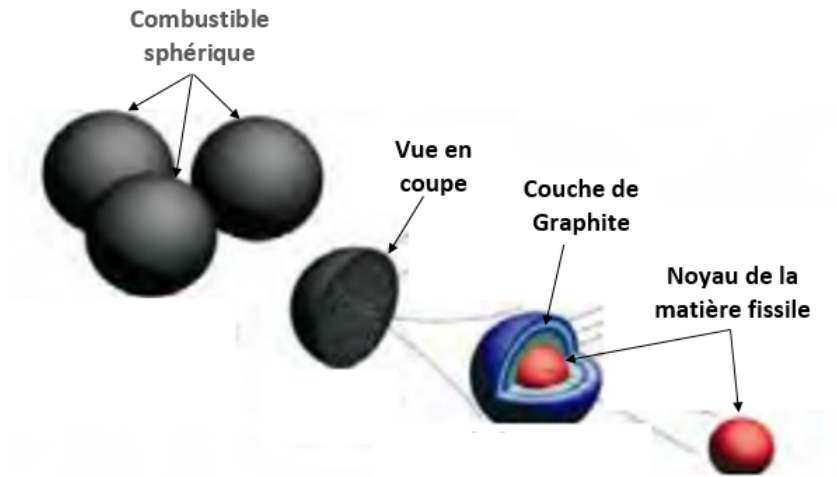


FIGURE 1.4 – Combustible sphérique

1.4 Types de réacteurs nucléaires

1.4.1 Les réacteurs nucléaires de recherche

Parmi les divers types de réacteurs nucléaires de recherche, on cite les réacteurs nucléaires de type piscine (pool-type). Dans ce type de réacteurs nucléaires le cœur est positionné près du fond d'une grande piscine d'eau profonde comme montré sur la figure (1.5). En plus des éléments combustibles de type plaques incurvées en aluminium dans une boîte verticale comme expliqué précédemment et montré sur (1.3.3.1), le cœur comprend des barres de contrôle et des canaux pour les matériaux expérimentaux. L'eau légère (H_2O) joue à la fois le rôle de modérateur et de fluide de refroidissement (+, 2016).

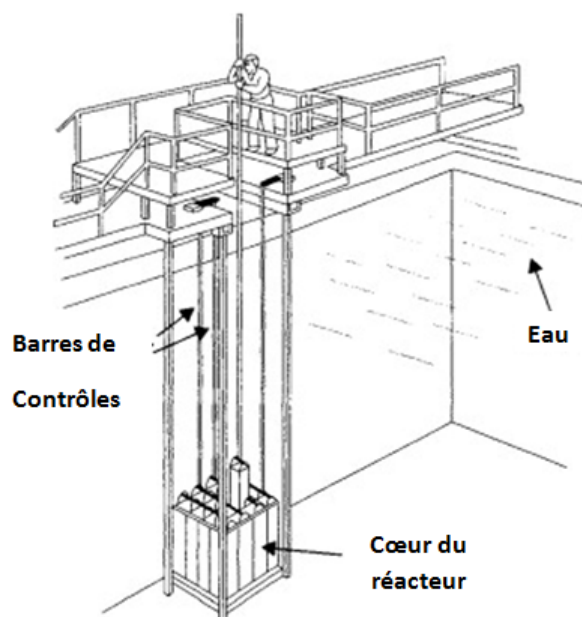


FIGURE 1.5 – Schéma d'un réacteur nucléaire de recherche de type piscine

Les différents composants d'un réacteur de recherche sont schématisés sur la figure (1.6)

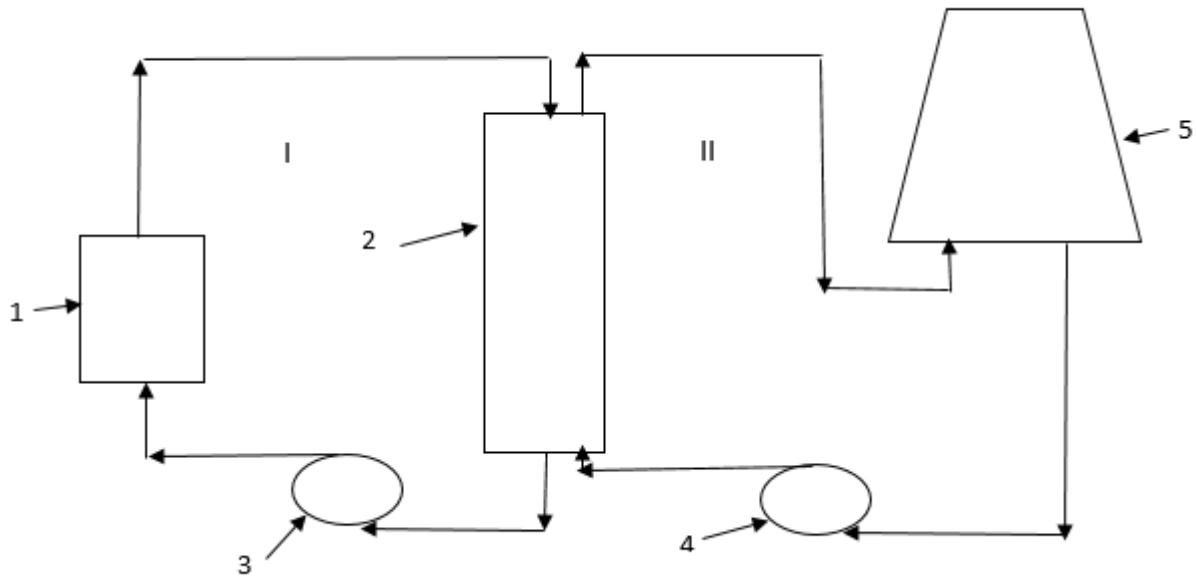


FIGURE 1.6 – Schéma des composants d'un réacteur nucléaire de recherche
(1) Le cœur du réacteur nucléaire, (2) échangeur de chaleur, (3) pompe primaire, (4) pompe secondaire, (5) tour de refroidissement, (I) circuit primaire, (II) circuit secondaire.

1.4.1.1 Le cœur d'un réacteur nucléaire de recherche

Le cœur d'un réacteur nucléaire de recherche est constitué :

- D'éléments combustibles (Couturier, 2021a) sous forme de plaques comme présenté dans 1.3.3.1.
- De barres de contrôles servant à ralentir ou à arrêter la réaction en chaîne. (Couturier, 2021a)
- D'éléments réflecteur (Couturier, 2021a) ayant comme rôle la diminution des fuites de neutrons produits dans le cœur du réacteur.

1.4.1.2 Le circuit de refroidissement

La chaleur générée par la réaction de fission dans le cœur d'un réacteur nucléaire est évacuée par deux circuits, le circuit primaire et le circuit secondaire connecté entre eux par un échangeur de chaleur.

Le circuit primaire est une boucle fermée englobant le cœur du réacteur nucléaire et permettant la circulation du fluide de refroidissement pour transférer la chaleur générée par la réaction de fission vers un échangeur de chaleur. La chaleur générée circule ensuite dans le circuit secondaire et est évacuée vers l'atmosphère par des tours de refroidissement (Sidi Ali, 2002).

1.4.1.3 Échangeur de chaleur

Un échangeur de chaleur est un dispositif qui transfère une partie de la chaleur d'un fluide chaud à un fluide froid. Selon la conception des échangeurs de chaleur, on cite parmi les types existants : l'échangeur de chaleur à plaques, l'échangeur de chaleur à tube et calandre (Yu, 2016).

(a) Échangeur de chaleur à plaque

Ce type d'échangeur de chaleur est constitué de plaques assemblées comme montré sur la figure (1.7). Les fluides entrant et sortant par les ports d'entrée et de sortie sont acheminés par des canaux inter-plaques. La chaleur est transférée du fluide chaud via la paroi de séparation (la plaque) vers le fluide froid dans un système à contre courant (L. Wang, 2007).

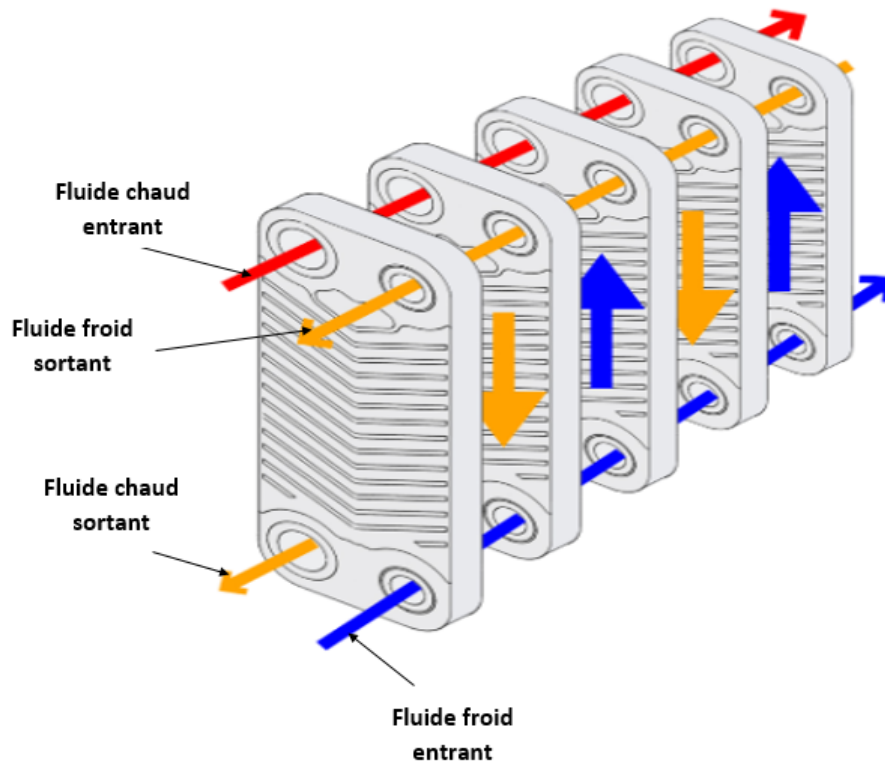


FIGURE 1.7 – Échangeur de chaleur à plaques

(b) Échangeur de chaleur à tube et calandre

Ce type d'échangeur de chaleur est constitué de tubes montés dans une calandre cylindrique dont l'axe du tube est parallèle à celui de la calandre comme montré sur la figure (1.8). Le fluide chaud s'écoule à l'intérieur des tubes tandis que le fluide froid s'écoule entre les tubes à travers la calandre pour transférer la chaleur entre les deux fluides (Ramesh K. Shah, 2003).

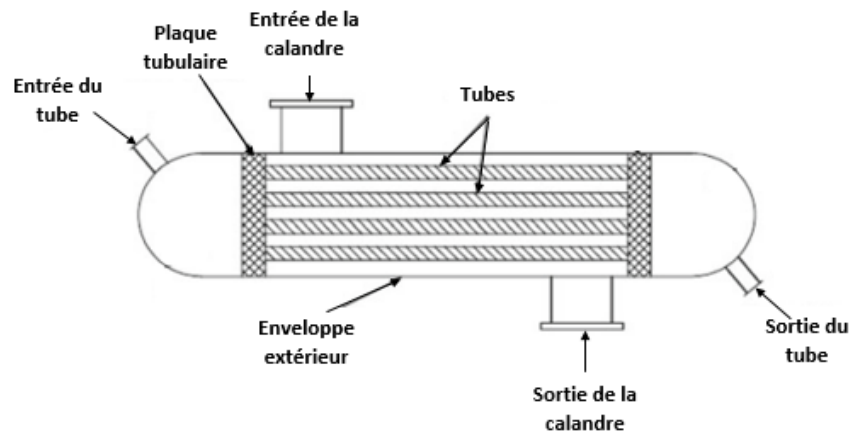


FIGURE 1.8 – Échangeur de chaleur à coque et tube

1.4.1.4 La tour de refroidissement

La tour de refroidissement est utilisée pour évacuer la chaleur du fluide de refroidissement vers l'atmosphère sous forme de vapeur (Afshari & Dehghanpour, 2019). Parmi les types de tours de refroidissement, on cite :

- (a) **Tour de refroidissement à tirage naturel** : Dans ce type de tours de refroidissement, la chaleur est évacuée par convection naturelle. L'air chaud et humide monte naturellement vers l'atmosphère ceci est dû à la différence de densité par rapport à l'air externe (Afshari & Dehghanpour, 2019) comme montré sur la figure (1.9)

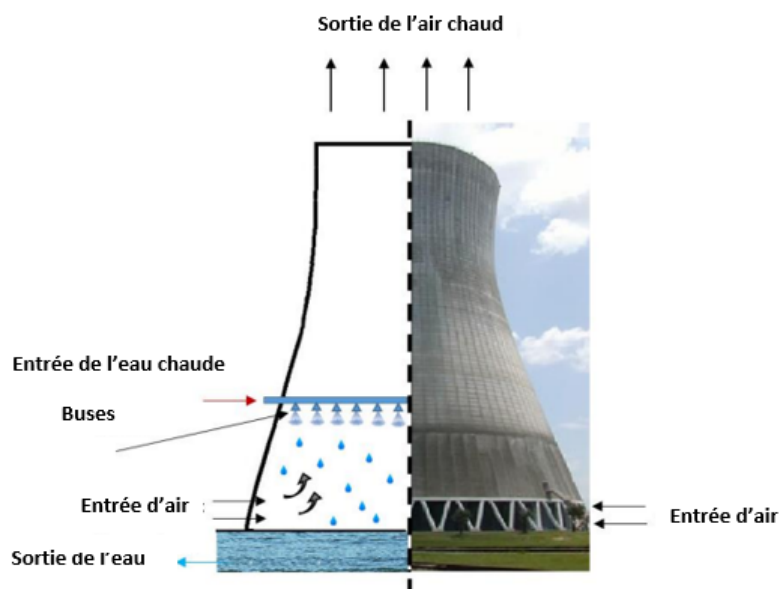


FIGURE 1.9 – Tour de refroidissement à tirage naturel

- (b) **Tour de refroidissement à tirage mécanique** : Dans ce type de tours de refroidissement, des ventilateurs d'air sont utilisés pour faire circuler l'air à travers la tour de refroidissement. On distingue principalement :

Les tours de refroidissement à tirage induit : où des ventilateurs axiaux sont employés (Afshari & Dehghanpour, 2019) comme montré sur la figure (1.10)

Les tours de refroidissement à tirage forcé : Le ventilateur est placé à l'entrée pour forcer l'air dans la tour de refroidissement (Afshari & Dehghanpour, 2019) comme montré sur la figure (1.10).

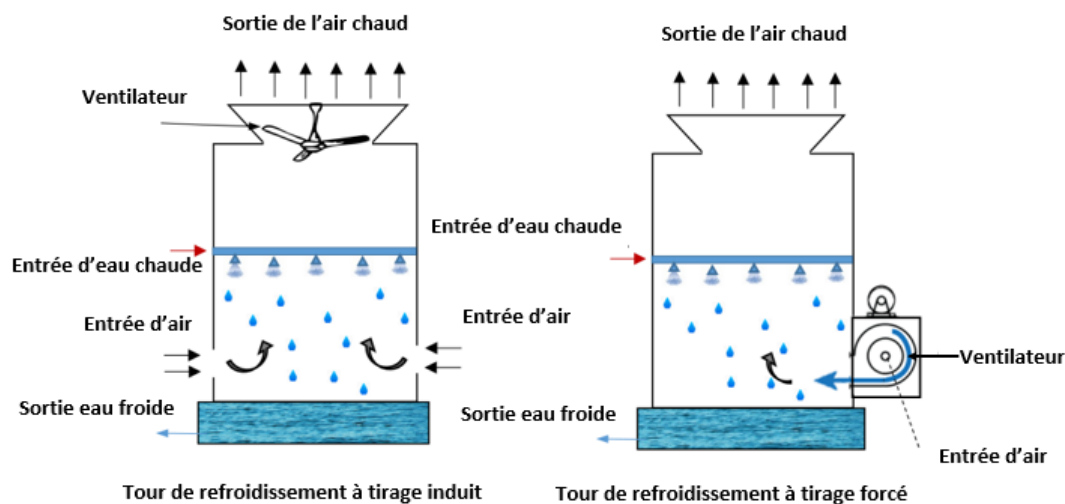


FIGURE 1.10 – Tour de refroidissement à tirage mécanique

1.4.2 Les réacteurs nucléaires de puissance

Un réacteur nucléaire de puissance est constitué du cœur où se produit la réaction de fission, d'un circuit primaire permettant de transférer la chaleur par le biais du fluide de refroidissement vers un générateur de vapeur. L'énergie thermique de la vapeur générée passe vers le circuit secondaire et est convertie en énergie mécanique qui fait tourner les aubes d'une turbine. L'énergie mécanique se transforme à son tour en énergie électrique grâce à un alternateur couplé à la turbine. La vapeur qui sort de la turbine est refroidie par l'eau d'un cours d'eau ou par une tour de refroidissement avant d'être renvoyée une nouvelle fois vers le générateur de vapeur (Eidemüller, 2012).

La figure (1.11) montre les différents composants d'un réacteur nucléaire de puissance comprenant le cœur du réacteur nucléaire, le circuit de refroidissement, le générateur de vapeur, la turbine et l'alternateur, le condenseur et la tour de refroidissement.

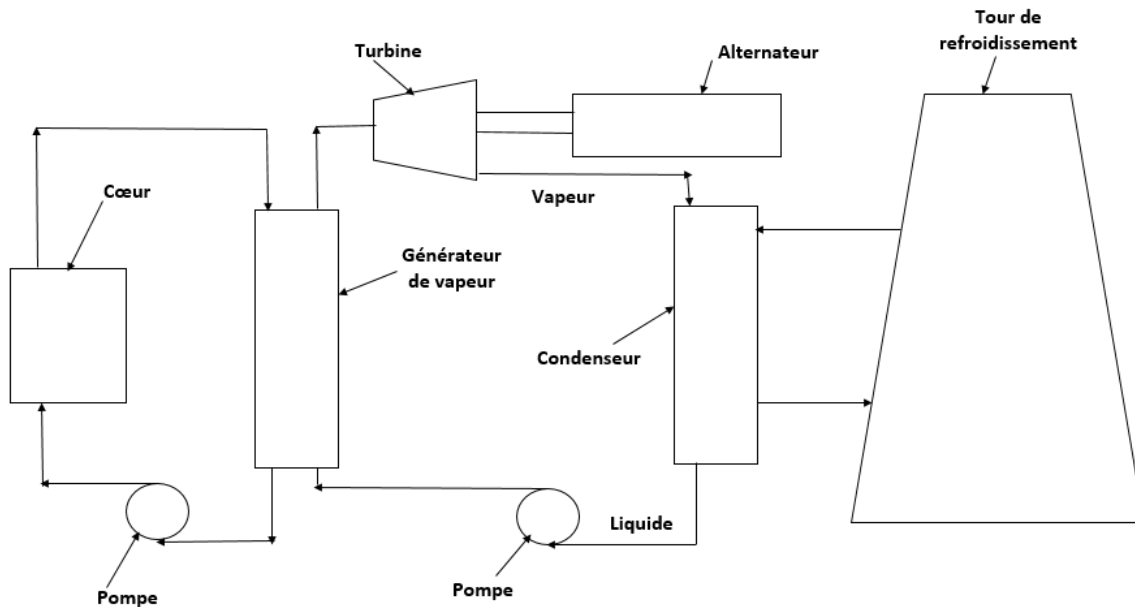


FIGURE 1.11 – Schéma des composants d'un réacteur nucléaire de puissance

Parmi les filières des réacteurs nucléaires de puissance, on cite :

1.4.2.1 Les réacteurs nucléaires à eau légère (LWR)

Le réacteur à eau légère utilise l'eau légère (eau ordinaire H_2O) à la fois comme modérateur et fluide de refroidissement. (Zohuri & Fathi, 2017) Il existe deux principaux types de réacteur à eau légère :

Les réacteurs nucléaires à eau sous pression (PWR)

Les réacteurs nucléaires à eau sous pression sont constitués d'un cœur positionné au centre d'une grande cuve en acier. Un grand nombre de crayons combustibles sont regroupés en assemblages comme montré sur la figure 1.3. L'assemblage baigne dans le fluide de refroidissement en mouvement qui circule entre les crayons afin d'évacuer la chaleur engendrée par la réaction de fission comme montré sur la figure (1.12) (Bonin, 2012). Le fluide de refroidissement se trouvant sous une température d'entrée et de sortie de la cuve du réacteur équivalent à 292 °C et 325 °C respectivement est maintenu dans le circuit primaire sous haute pression d'environ 155 bar à l'aide d'un pressuriseur afin d'empêcher son ébullition et est pompé vers un générateur de vapeur qui le convertit en vapeur. Cette dernière passe dans un circuit secondaire pour actionner une turbine (Bodansky, 2007).

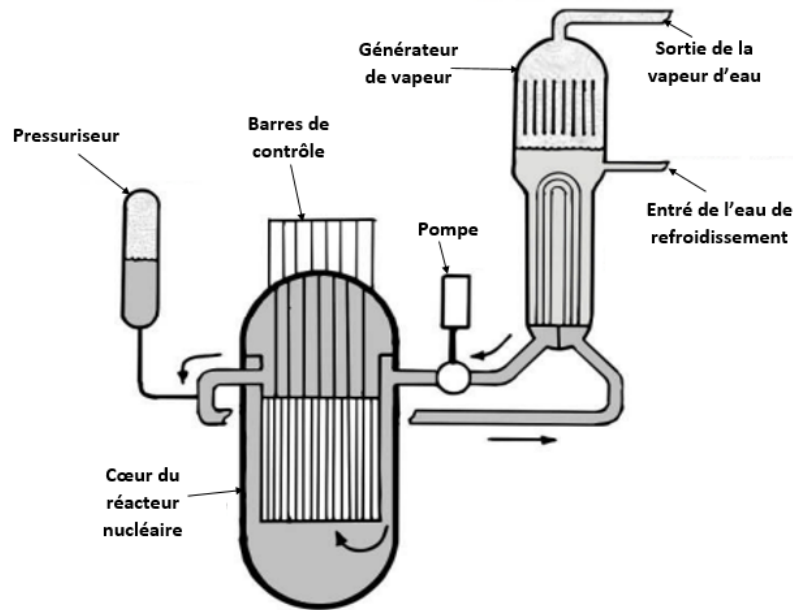


FIGURE 1.12 – Réacteur nucléaire à eau sous pression

Les réacteurs nucléaires à eau bouillante (BWR)

Les réacteurs nucléaires à eau bouillante ne disposent pas d'un générateur de vapeur. L'eau de refroidissement se trouvant sous une pression de 70 bar entre en ébullition dans la partie haute du cœur du réacteur nucléaire comme montré sur la figure (1.13) générant de la vapeur qui passe directement vers une turbine (Bodansky, 2007).

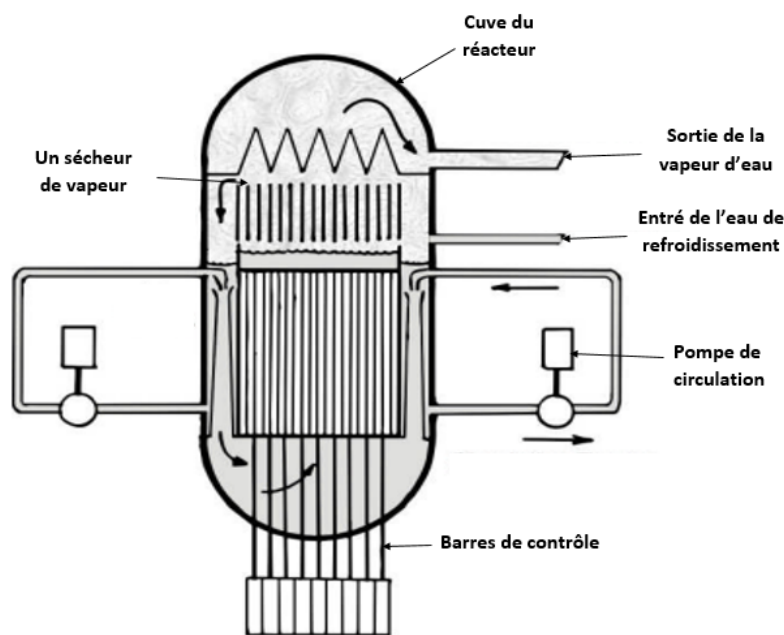


FIGURE 1.13 – Réacteur nucléaire à eau bouillante

1.4.2.2 Les réacteurs nucléaires à eau lourde HWR

Dans les réacteur nucléaire à eau lourde, le modérateur et le fluide de refroidissement sont de l'eau lourde (oxyde de deutérium D_2O) (Zohuri & Fathi, 2017).

Le principal représentant de ce type de réacteur est le réacteur CANDU.

Réacteur nucléaire CANDU

Le réacteur CANDU (Masterson, 2017) "CANada Deuterium Uranium" est similaire au réacteur à eau sous pression vue qu'il possède un circuit primaire de refroidissement et un circuit secondaire de vapeur contenant un générateur de vapeur. Cependant, dans ce type de réacteur les barres de combustible sous forme cylindrique comme montré sur la figure (1.3) sont positionnées en tubes horizontaux parcourues par un fluide de refroidissement ayant une température d'entrée et de sortie de la cuve du réacteur équivalent à 270 °C et 320 °C respectivement.

La figure (1.14) montre les différents composants d'un réacteur nucléaire de type CANDU.

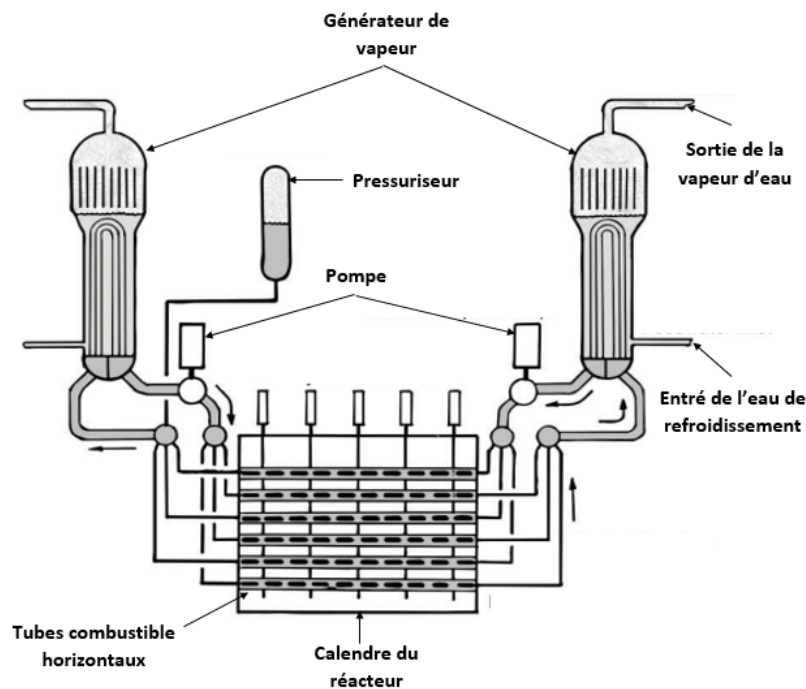


FIGURE 1.14 – Réacteur nucléaire de type Candu

1.4.2.3 Les réacteurs nucléaires à haute température HTGR

Les réacteurs nucléaires à haute température (Masterson, 2017) utilisent un gaz (hélium) en tant que fluide de refroidissement et le graphite en tant que modérateur. Le combustible utilisé dans les réacteurs nucléaires à haute température est un combustible sphérique comme expliqué et montré sur la figure (1.4). Les particules sphériques sont enfermées dans des blocs en graphite entre lesquels des canaux de refroidissement sont interposés pour évacuer la chaleur produite par le combustible. Les différents composants d'un réacteur nucléaire à haute température sont montré sur la figure (1.15).

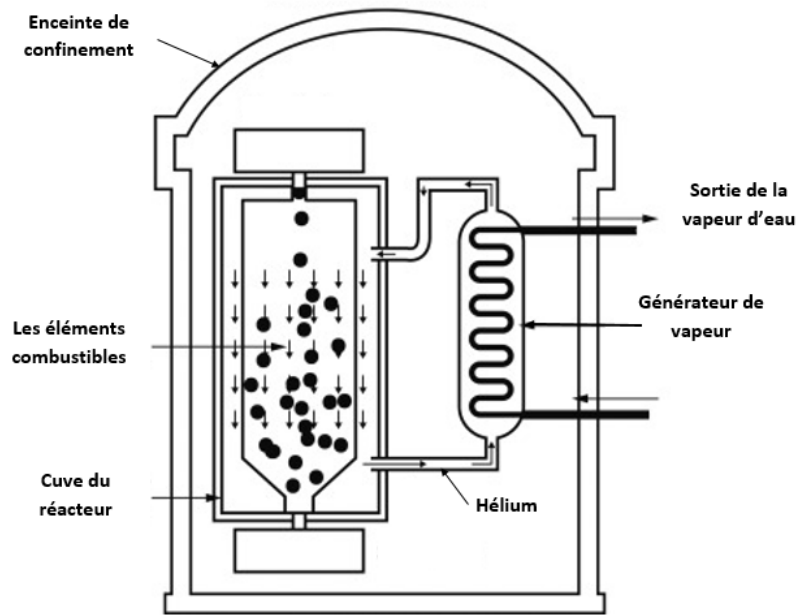


FIGURE 1.15 – Réacteur nucléaire à haute température

1.5 Les barrières de sûreté nucléaire

La sûreté nucléaire (Couturier, 2021b) d'un réacteur nucléaire repose sur trois fonctions fondamentales :

- La maîtrise de la réaction nucléaire en chaîne.
- L'évacuation de la chaleur issue des réactions nucléaires.
- Le confinement des substances radioactives.

Afin de garantir le confinement des éléments radioactifs, trois barrières séparant le combustible de l'environnement sont interposées dans le réacteur nucléaire, la première barrière est la gaine du combustible, la deuxième est le circuit primaire et la troisième est l'enceinte de confinement (Couturier, 2021b).

1.5.1 La gaine du combustible

Il s'agit d'une enveloppe métallique et étanche qui entoure le combustible et l'isole du fluide de refroidissement, comme montré sur la figure (1.16).

Son rôle est de maintenir la géométrie du combustible, d'assurer le confinement des produits de fission et d'évacuer la chaleur produite dans l'assemblage du combustible (***, 2008).

La gaine doit disposer d'une bonne conductivité thermique, une bonne résistance mécanique, une bonne étanchéité et une bonne résistance à la corrosion (***, 2008) afin d'éviter la fusion du cœur d'un réacteur nucléaire.

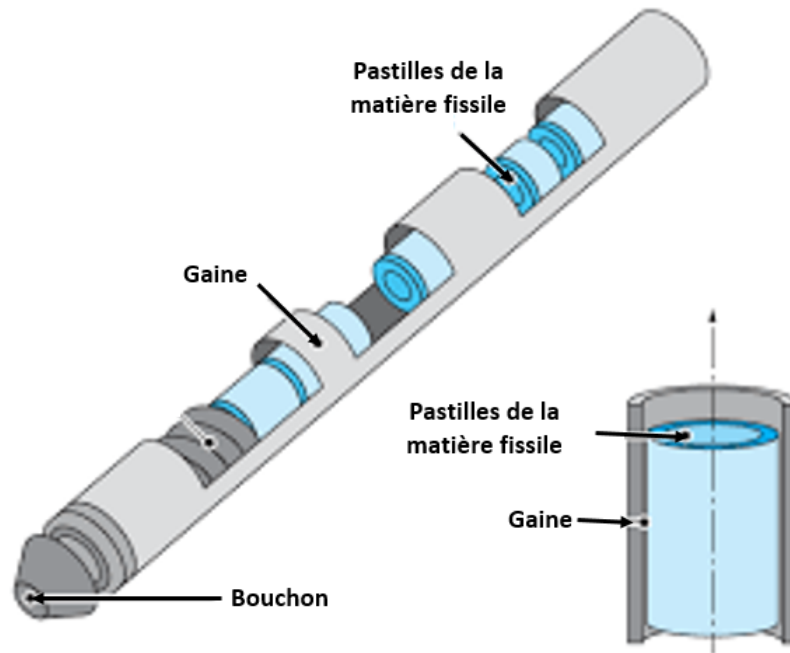


FIGURE 1.16 – La gaine du combustible nucléaire

1.5.2 Le circuit primaire

Dans le cas où la gaine fond, les produits radioactifs se dissipent vers le fluide de refroidissement circulant dans le circuit primaire. Ce dernier étant une boucle fermée comme montré sur la figure (1.17) empêchera la dissémination des produits radioactifs (Bonin, 2012).

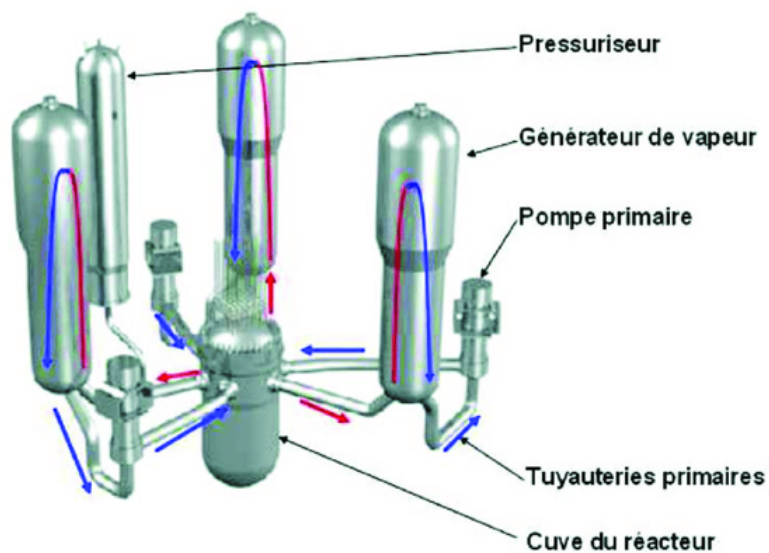


FIGURE 1.17 – Le circuit primaire d'un réacteur REP

1.5.3 L'enceinte de confinement

Il s'agit d'un bâtiment cylindrique en béton, ayant pour rôle d'éviter la dissémination des substances radioactives en cas de rupture d'une canalisation du circuit primaire et de protéger le réacteur de toute agression externe (Garnier et al., 2020).

L'enceinte est conçue de telle sorte à résister aux pressions et températures qui atteignent 4.2bar (Garnier et al., 2020) et 180 °C en 20s (Garnier et al., 2020), respectivement, dans le cas d'un accident de perte de réfrigérant primaire. Elle doit donc présenter une forte résistance mécanique et étanchéité dans ces conditions.

L'enceinte de confinement peut être à une seule paroi avec peu d'étanchéité ou à deux parois séparées par un espace en dépression qui permet de collecter les fuites des produits radioactifs et les traiter (Jean-Louis, 1997).

La figure (1.18) montre les deux types d'enceintes de confinement.

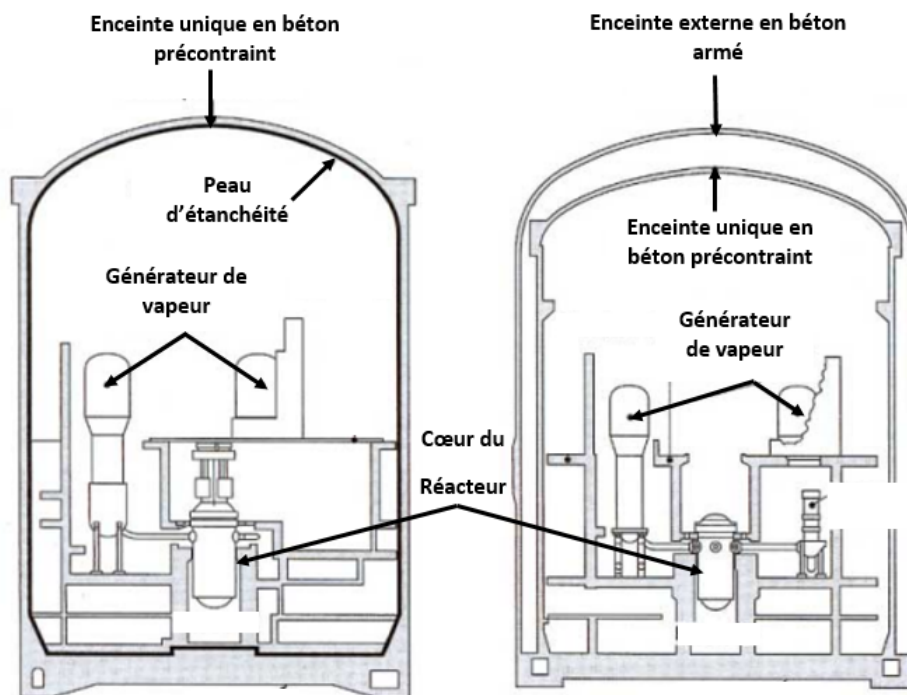


FIGURE 1.18 – Enceinte de confinement

1.6 Types d'accidents nucléaires qui peuvent survenir dans un réacteur nucléaire

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

La perte de débit du fluide de refroidissement est classifiée en tant qu'accident de dimensionnement. Il résulte suite à plusieurs causes, on cite : la défaillance d'une pompe ou d'une vanne, une perte de source électrique, obstruction d'une canalisation ou d'échangeur de chaleur (Basma et al., 2018).

La perte de débit du fluide de refroidissement se traduit par une augmentation de la température et une diminution de la densité du fluide de refroidissement (Stacey, 2018). Le principal danger du LOFA réside dans la réduction de l'intégrité du combustible à cause de l'échauffement du cœur.

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

Un accident de perte du fluide de refroidissement peut être causé par une rupture de la conduite de liquide de refroidissement primaire, une défaillance du joint de la pompe primaire, l'ouverture accidentelle d'une soupape de décharge de pression ou de sécurité (Stacey, 2018). Suite à un accident de perte du fluide de refroidissement, le circuit primaire subit une dépressurisation entraînant un échauffement du cœur, les gaines seront donc soumises à la vapeur d'eau et à de haute température pouvant entraîner la fusion du cœur (Roman et al., 2015). Lors d'un LOCA, le maintien du refroidissement du cœur et le confinement constituent les enjeux majeurs pour la sûreté nucléaire (Mi et al., 2010).

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

Il correspond à une accélération de la réaction de fission entraînant une augmentation rapide dans l'énergie thermique ce qui conduit à un endommagement des éléments combustibles du cœur. La cinétique de l'accident RIA est rapide, ce qui le rend très contraignant pour le dimensionnement des réacteurs nucléaires (****, 2012). La cause la plus répandue d'un accident d'insertion de réactivité est le retrait ou l'injection incontrôlée des barres de commande (Stacey, 2018).

1.7 Les accidents nucléaires dans le monde

1.7.1 Accident de Three miles island

L'accident de Three miles island s'est produit le 28 mars 1979 aux États-Unis. Il est classé au niveau 5 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

1.7.1.1 Type du réacteur de la centrale nucléaire de Three miles island

L'unité 2 de la centrale nucléaire de Three mile island comprenait un réacteur nucléaire à eau sous pression.

Le bâtiment du réacteur est composé de la cuve du réacteur nucléaire, les pompes de refroidissement, le pressuriseur et un échangeur de chaleur à passage unique OTSG qui génère de la vapeur lorsque l'eau passe directement (Filburn & Bullard, 2016) comme présenté sur la figure (1.19).

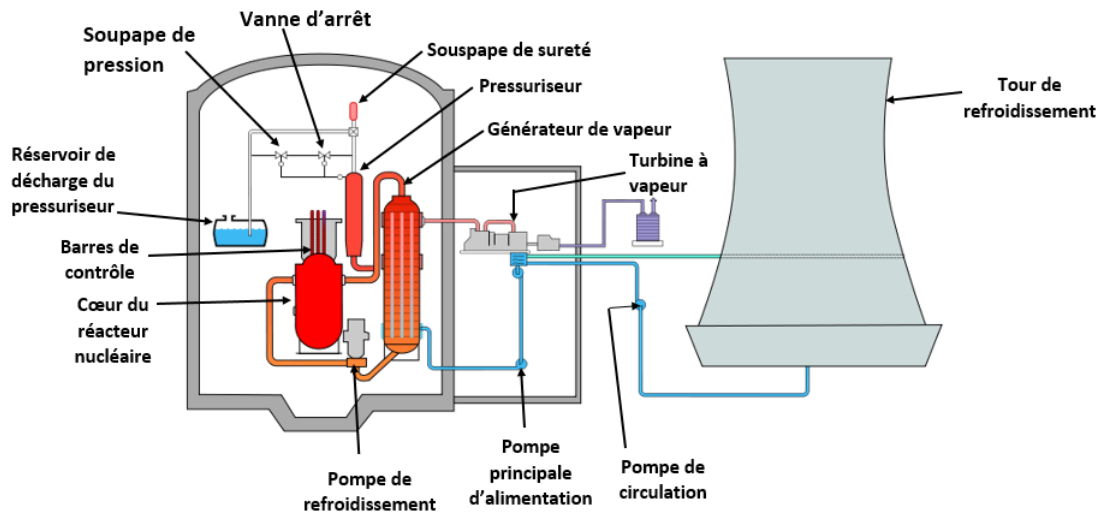


FIGURE 1.19 – Schema de la central de Three Mile Island

1.7.1.2 Déroulement de l'accident

Une panne des pompes d'alimentation principale a eu lieu empêchant la circulation de l'eau vers le générateur de vapeur. La pression dans le circuit de refroidissement augmente entraînant l'ouverture de la vanne de décharge du pressuriseur (soupape de pression). La vanne resta ouverte après diminution de la pression dans le circuit de refroidissement suite à une défaillance dans le système d'alarme ce qui engendra un accident de perte de fluide réfrigérant entraînant la surchauffe du réacteur causant la fusion du cœur (*****, 2018).

1.7.1.3 Conséquences

- Selon des enquêtes et évaluations approfondies mené par l'université de Columbia et l'université de Pittsburgh, malgré les dommages causés au réacteur, le dégagement radioactif a eu des effets négligeables sur la santé physique des personnes et sur l'environnement. (*****, 2018)
- Cependant l'industrie nucléaire a été dument frappé, 71 annulations de commande de centrale nucléaire entre 1979 et 2001 ont eu lieu suite à cet accident (Osif et al., 2004).
- L'accident de Three mile Island a mis en question les dispositifs de sureté nucléaire et a poussé la mise à niveau et renforcement des exigences de conception des centrales nucléaires (Osif et al., 2004).

1.7.2 Accident de Chernobyl

L'accident de Chernobyl s'est produit le 26 avril 1986 en Ukraine suite à des erreurs humaines aggravés par plusieurs défauts de conception du réacteur RBMK.

1.7.2.1 Type de réacteur de la centrale nucléaire de Chernobyl

Les 4 réacteurs de Chernobyl étaient des réacteurs de grande puissance à tube de force RBMK. Il utilise de l'eau légère comme fluide de refroidissement et du graphite comme modérateur (Filburn & Bullard, 2016).

Le cœur du réacteur comporte un bloc en graphite ou sont placés des tubes verticaux renfermant les éléments combustibles en contact avec l'eau de refroidissement bouillante (Filburn & Bullard, 2016). Cette dernière rejoint deux boucles indépendantes composées de ballons séparateurs du mélange eau-vapeur et de pompes de re-circulation qui pompent à nouveau l'eau récupérée pour refroidir le cœur (*****, 2014).

L'arrêt d'urgence du réacteur est assuré par des barres de contrôle pénétrant dans le cœur depuis le haut (Filburn & Bullard, 2016). Les réacteurs RBMK ne comportaient pas d'enclume de confinement. De plus, ils avaient ce qu'on appelle un coefficient de vide positif c'est à dire que lorsque la densité du fluide de refroidissement diminue, l'absorption des neutrons diminue ce qui engendre une augmentation de la puissance du réacteur et donc une hausse de température entraînant à nouveau la réduction de la densité du fluide de refroidissement formant une boucle qui s'amplifie et qui rend le réacteur instable (Filburn & Bullard, 2016).

Les différents composants d'un réacteur RBMK sont présentés sur la figure (1.20)

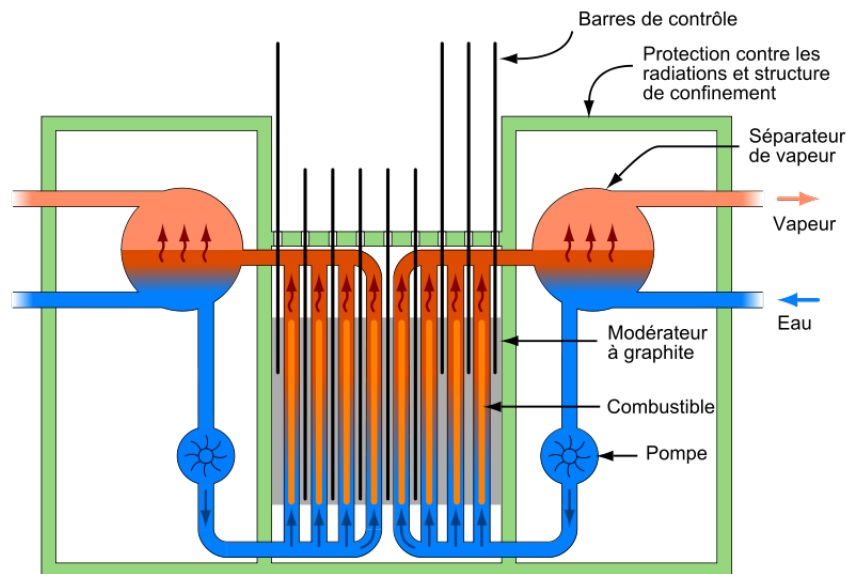


FIGURE 1.20 – Schéma simplifié d'un RBMK

1.7.2.2 Déroulement de l'accident

L'accident s'est déclenché suite à un essai visant à accroître la sécurité du réacteur RBMK en utilisant l'énergie cinétique résiduelle des turbo-générateurs tournant à vide après l'arrêt du réacteur pour faire fonctionner les pompes de refroidissement (Prêtre, S., 1988).

Une série de violation du règlement d'exploitation accompagné par divers défauts de conception du réacteur RBMK ont entraîné une réaction en chaîne incontrôlable causant un accident d'insertion de la réactivité RIA (Prêtre, S., 1988).

En effet, le réacteur RBMK disposait d'un seul système d'arrêt d'urgence (barres de contrôle) qui n'était pas très rapide et qui exigeait donc certaines conditions de sécurité. Cependant pour réaliser le test la plupart des barres de contrôle furent soulevées du cœur à une hauteur non permise. La puissance du réacteur nucléaire fut augmentée à un niveau où le RBMK devint instable et déclenche la boucle liée au coefficient de vide positif. La puissance neutronique du réacteur augmente 100 fois sa valeur maximale et la température monte jusqu'à 2000 °C engendrant deux explosions détruisant tout le cœur du réacteur et projetant le combustible sur le site entraînant des incendies et un fort rejet radioactifs (Prêtre, S., 1988).

1.7.2.3 Conséquences

- Suite à l'accident 116000 habitants ont été évacués et une zone d'exclusion de 4300 km² a été déclarée. (*****, s. d.)
- environ 2 millions d'hectares de terres agricoles ont été contaminées et environ 260 000 hectares déclarés inaptes à toute culture.
- Après 4 à 5 ans de l'accident, une augmentation de la fréquence du cancer de la thyroïde a été observée dans les zones les plus contaminées Biélorussie, Russie et l'Ukraine particulièrement chez les enfants(*****, 2016). Selon le rapport : "Health effect of the Chernobyl Accident and special Health care program " 4000 à 9000 personnes sont décédées ou susceptibles de décéder suite à un cancer radiogénique (*****, 2006).
- Dans les semaines qui ont suivi l'accident, 237 travailleurs et membres des équipes de secours furent hospitalisés dont 28 sont décédés (*****, 2016).
- Des rejets incluant des aérosols condensés, des gaz radioactifs et une grande quantité de particules combustibles se sont poursuivis pendant les 10 jours qui suivent l'accident. En effet, une zone de plus de 200 000 km² a été contaminée par du radio-césium (*****, 2006).

1.7.3 Accident de Fukushima Daiichi

L'accident de Fukushima Daiichi a eu lieu le 11 mars 2011. Il est classé au niveau 5 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

1.7.3.1 Type de réacteur de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi

La centrale nucléaire de Fukushima Daiichi disposait de 6 réacteurs nucléaires à eau bouillante BWR. Comme expliqué précédemment un BWR est une théière à haute pression à circuit unique eau-vapeur où l'eau de refroidissement dans la cuve du réacteur nucléaire est dirigée directement vers les turbines comme montré sur la figure (1.21) (Filburn & Bullard, 2016).

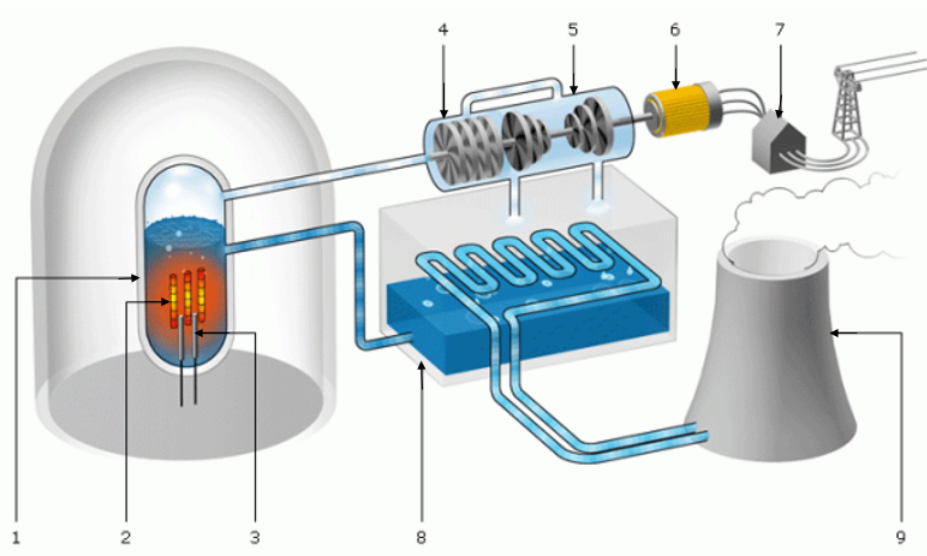


FIGURE 1.21 – Schéma d'un réacteur à eau bouillante BWR

(1) cuve de réacteur nucléaire, (2) barres de contrôle, (3) Assemblage combustible, (4) et (5) turbines, (6) alternateur, (7) transformateur, (8) condenseur, (9) tour de refroidissement

1.7.3.2 Déroulement de l'accident

Un tremblement de terre de magnitude 9 sur l'échelle de Richter suivie par un tsunami de 13m de hauteur frappa le site de Fukushima Daiichi (Filburn & Bullard, 2016). Les installations de la centrale nucléaire furent inondées engendrant une perte de sources électriques entraînant ainsi une perte totale de source de refroidissement du réacteur nucléaire.

L'absence de refroidissement a entraîné la fusion du cœur du réacteur nucléaire. De l'hydrogène s'est formé et s'est libéré à l'extérieur de l'enceinte de confinement entraînant des explosions dans trois réacteurs de la centrale nucléaire.

1.7.3.3 Conséquences

- Des radionucléides tels que l'iode et le césium ont été rejetés dans l'eau potable et les produits alimentaires (*****, 2015).
- jusqu'à 160000 habitants ont dû quitter leur domicile (Hatamura et al., 2015).
- L'eau de mer a été contaminée suite aux rejets atmosphériques et aux fuites d'eau contaminée.

1.8 Conclusion

Dans ce chapitre, le principe de la réaction de fission a été expliqué, les différents types de réacteurs nucléaires ont été présentés, les différents types de combustible ont été abordés.

Les types d'accidents nucléaires pouvant survenir dans le cœur d'un réacteur nucléaire ont été évoqués afin de bien expliquer l'un des accidents qui sera traité dans ce présent travail. Les accidents nucléaires qui ont marqué le monde ont été présentés pour souligner l'importance de la sûreté nucléaire.

En effet, dans un réacteur nucléaire il est impératif de respecter les réglementations liées à la sûreté nucléaire afin de minimiser les erreurs humaines et d'étudier profondément divers scénarios d'accidents dans le but de prédire et d'éviter les conséquences de telles catastrophes en concevant des systèmes de sécurité adéquats. De plus, il est à noter que le cœur d'un réacteur nucléaire doit toujours être refroidi qu'il soit à l'état de fonctionnement normal, accidentel et même à l'arrêt.

Chapitre 2

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

2.1 Introduction

La thermohydraulique est l'étude du transfert de la chaleur couplé à l'hydraulique. Elle s'intéresse au comportement du fluide et aux échanges thermiques dans le réacteur nucléaire, lors d'un fonctionnement normal ou dans le cas d'un accident afin que les critères de sûreté nucléaire se trouvent respectés en toutes circonstances.

Dans ce chapitre, on présentera les modèles thermohydrauliques utilisés pour le travail actuel, voir les modèles concernant la mécanique des fluides, les équations de conservation, le modèle de turbulence ainsi que les équations utilisés pour l'étude des différents modes de fonctionnement d'un réacteur nucléaire.

2.2 Caractéristiques physiques et géométriques du réacteur nucléaire NUR à 17 éléments combustibles

Les caractéristiques géométriques et physiques du réacteur nucléaire de recherche NUR sont présentées sur le tableau (2.1).

TABLEAU 2.1 – Caractéristiques physiques et géométriques du réacteur nucléaire de recherche NUR à 17 éléments combustible

Paramètres	Unité	Valeur
Puissance du réacteur	MW	1
Pression d'entrée au cœur	KPa	175
Température d'entrée au cœur	°C	40
Nombre d'éléments combustibles standards	-	12
Nombre d'éléments combustibles de contrôle	-	5
Nombre de plaques par élément de combustible normal	-	19
Nombre de plaques par élément de combustible standard	-	14
Nombre total de plaques combustibles dans le cœur	-	298
Largeur extérieure de l'élément combustible	cm	7.6
Épaisseur du canal de refroidissement entre deux plaques	cm	0.27
Dimensions de la plaque	mm	Longueur : 655 Largeur : 66 Épaisseur : 1.5
Dimensions active (combustible) de la plaque	mm	Longueur : 615 Largeur : 60 Épaisseur : 0.7
Vitesse d'écoulement dans le canal standard	m/s	0.94
Conductivité thermique du fluide de refroidissement à température moyenne	$W/cm. °C$	6.127×10^{-3}
Conductivité thermique de l'aluminium 6061	$W/cm. °C$	180
Facteur de distribution axiale	-	1.304
Facteur de distribution radiale	-	2.108

2.3 Équations de conservation

On présente ci dessous les équations de conservation de la masse, de la quantité de mouvement et de l'énergie (KameL et al., 2019).

2.3.1 Équation de conservation de la masse

L'équation de conservation de la masse est donnée par :

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

Le développement de l'équation (2.1) en tridimensionnelle donne l'équation suivante :

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + U_x \frac{\partial \rho}{\partial x} + U_y \frac{\partial \rho}{\partial y} + U_z \frac{\partial \rho}{\partial z} + \rho \left(\frac{\partial U_x}{\partial x} + \frac{\partial U_y}{\partial y} + \frac{\partial U_z}{\partial z} \right) = 0 \quad (2.2)$$

L'équation de conservation de la masse correspondante à un fluide incompressible est :

$$\frac{\partial U_x}{\partial x} + \frac{\partial U_y}{\partial y} + \frac{\partial U_z}{\partial z} = 0 \quad (2.3)$$

2.3.2 Équation de conservation de la quantité de mouvement

L'équation de conservation de la quantité de mouvement est donnée par :

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

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

$$\rho \left(\frac{\partial U_x}{\partial t} + U_x \frac{\partial U_x}{\partial x} + U_y \frac{\partial U_x}{\partial y} + U_z \frac{\partial U_x}{\partial z} \right) = -\frac{\partial p}{\partial x} + \mu \left[\frac{\partial^2 U_x}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 U_x}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 U_x}{\partial z^2} \right] + \rho g_x \quad (2.5)$$

suivant l'axe y

$$\rho \left(\frac{\partial U_y}{\partial t} + U_x \frac{\partial U_y}{\partial x} + U_y \frac{\partial U_y}{\partial y} + U_z \frac{\partial U_y}{\partial z} \right) = -\frac{\partial p}{\partial y} + \mu \left[\frac{\partial^2 U_y}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 U_y}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 U_y}{\partial z^2} \right] + \rho g_y \quad (2.6)$$

suivant l'axe z

$$\rho \left(\frac{\partial U_z}{\partial t} + U_x \frac{\partial U_z}{\partial x} + U_y \frac{\partial U_z}{\partial y} + U_z \frac{\partial U_z}{\partial z} \right) = -\frac{\partial p}{\partial z} + \mu \left[\frac{\partial^2 U_z}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 U_z}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 U_z}{\partial z^2} \right] + \rho g_z \quad (2.7)$$

Étant donné que l'écoulement se fait suivant l'axe x : $g_y = g_z = 0$

2.3.3 Équation de conservation de l'énergie

L'équation de conservation de l'énergie est donnée par :

$$\frac{\partial(\rho E)}{\partial t} + \nabla[(\rho E + p)\vec{U}] = \nabla[(k\nabla T) - \sum_j h_j \vec{J}_j + (\bar{\tau} \cdot \vec{U})] + S \quad (2.8)$$

Avec ρ la masse volumique, p la pression, \vec{U} 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, $\bar{\tau}$ le tenseur des contraintes visqueuses, (U_x, U_y, U_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 Mode de fonctionnement d'un réacteur nucléaire

2.4.1 Fonctionnement normal

Le fonctionnement normal d'un réacteur nucléaire correspond à un état stationnaire où les variables le caractérisant ne dépendent pas du temps. C'est à dire que les dérivés par rapport au temps dans les équations de conservation de la masse, de la quantité de mouvement et de l'énergie sont nulles. Ainsi, les équations (2.1), (2.4) et (2.8) s'écrivent comme suit :

Pour l'équation de conservation de la masse :

$$\nabla(\rho \vec{U}) = 0 \quad (2.9)$$

Pour l'équation de conservation de la quantité de mouvement :

$$\nabla(\rho \vec{U} \vec{U}) = -\nabla p + \rho \vec{g} + \nabla[\mu(\nabla \vec{U} + (\nabla \vec{U})^T)] \quad (2.10)$$

Pour l'équation de conservation de l'énergie :

$$\nabla[(\rho E + p)\vec{U}] = \nabla[(k\nabla T) - \sum_j h_j \vec{J}_j + (\bar{\tau} \cdot \vec{U})] + S \quad (2.11)$$

2.4.2 Fonctionnement accidentel

Un fonctionnement accidentel d'un réacteur nucléaire est la conséquence d'un déséquilibre entre la puissance produite par le combustible et la puissance évacuée par le fluide de refroidissement. Il correspond à un fonctionnement à l'état transitoire où les variables le caractérisant dépendent du temps qui est un facteur important à prendre en compte afin d'assurer la sûreté nucléaire (****, 2012). Les équations de conservation de la masse, de la quantité de mouvement et d'énergie ont été évoqué précédemment est sont données par les équations (2.1), (2.4) et (2.8) respectivement.

Parmi les accidents qui peuvent survenir dans un réacteur nucléaire, la perte de débit de refroidissement LOFA. Dans ce présent travail, on étudiera une perte de débit de 30%, 40% et

50% afin d'évaluer le temps nécessaire pour atteindre le début de l'ébullition nucléé (ONB) qui représente un point critique définissant si l'écoulement est monophasique ou biphasique Pour cela on adopte la corrélation de (Jens & Lottes, 1951) donné comme suit :

$$T_{ONB} = T_s + 25 \left(\frac{q_A}{10^6} \right)^{0.25} \exp \left(\frac{-p}{6.2} \right) - \frac{q_A}{h} \quad (2.12)$$

Avec T_{ONB} la température du fluide de refroidissement au point ONB, T_s la température de saturation ($^{\circ}C$), p la pression (MPa), q_A le flux de chaleur du mur (W/m^2) h le coefficient de transfert de chaleur ($W/m^2 \cdot ^{\circ}C$) (Lu, Qiu, & Su, 2009).

2.4.3 Arrêt du réacteur nucléaire

Après arrêt d'urgence d'un réacteur nucléaire, sa puissance ne s'annule pas directement elle chute brutalement jusqu'à une valeur de 7% de la puissance de fonctionnement puis diminue d'une façon lente. Cette puissance appelé puissance résiduelle dépend du temps et doit être éliminée au même rythme dont elle est générée afin d'éviter la fusion des éléments combustibles ce qui nécessite un refroidissement du cœur après arrêt du réacteur nucléaire. Pour cette raison, on doit connaître la valeur de cette puissance à tout instant (Yu, 2016).

Le calcul de la puissance résiduelle à l'instant t est effectué en utilisant la formule de Wigner :

$$P(t) = 0.068P_0(t^{-0.2} - (t + t_0)^{-0.2}) \quad (2.13)$$

Où $P(t)$ est la chaleur résiduelle (W), P_0 est la puissance du réacteur nucléaire avant l'arrêt (W), t est le temps depuis l'arrêt du réacteur (s), t_0 est le temps entre le démarrage et l'arrêt du réacteur nucléaire.

2.5 Modèle El-Wakil

Dans le cas d'un écoulement monodimensionnel plusieurs modèles mathématiques ont été développés, on cite le modèle de (El-Wakil, 1971). La distribution du flux de chaleur donnée par ce modèle est sinusoïdale dont l'équation est la suivante :

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

Où $q'(z)$ est la densité de puissance du combustible à l'emplacement axial z , le est la longueur extrapolée, q'_c est la densité de puissance maximale dans le canal à mi-longueur de la plaque combustible et est donnée par la formule ci-après :

$$q'_c = F \times q'_a \quad (2.15)$$

avec, q'_a la densité de puissance moyenne du cœur équivaut à la puissance du cœur sur le volume de la chair, pour un canal chaud $F = F_A \times F_R$ Où F_A est le facteur de puissance axiale et F_R est le facteur de puissance radiale (Khedr, 2008).

2.6 Modélisation de la turbulence

Il existe trois approches pour prédire les écoulements turbulents : la simulation numérique directe (DNS : Direct Numerical Simulation), la simulation aux grandes échelles (LES : Large Eddy Simulation) et le modèle Navier Stokes moyenné de Reynolds (RANS : Reynolds Averaged Navier Stokes) (Pope, 2000).

La simulation numérique directe (DNS) simule toutes les échelles de tourbillons ce qui fait qu'elle est couteuse en terme de temps de calculs. La simulation aux grandes échelles (LES) comme son nom l'indique simule seulement les grands tourbillons et modélise les petits tourbillons. Le modèle Navier Stokes moyenné de Reynolds (RANS) qui est le modèle utilisé dans le présent travail, repose sur la décomposition des variables de solutions de l'équation de Navier Stocks en terme moyen et en terme fluctuant (Wilcox, 2006).

Pour une quantité scalaire ϕ la décomposition est de la forme suivante :

$$\phi = \bar{\phi} + \phi' \quad (2.16)$$

Pour la vitesse, la décomposition est donnée comme suit :

$$U_i = \bar{U}_i + u'_i \quad (2.17)$$

Où, \bar{U}_i et u'_i représentent respectivement la vitesse moyenne et la vitesse fluctuante, (i=1,2,3).

En appliquant la décomposition (2.17) dans l'équation de continuité (2.1) et l'équation de quantité de mouvement (2.4) et en supprimant la barre de la vitesse moyenne \bar{U} on obtient ce qui suit :

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial(\rho U_i)}{\partial x_i} = 0 \quad (2.18)$$

$$\frac{\partial(\rho U_i)}{\partial t} + \frac{\partial(\rho U_i U_j)}{\partial x_j} = \frac{\partial p}{\partial x_i} + \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\mu \left(\frac{\partial U_i}{\partial x_j} + \frac{\partial U_j}{\partial x_i} - \frac{2}{3} \delta_{ij} \frac{\partial U_m}{\partial x_m} \right) \right] + \frac{\partial}{\partial x_j} \left(-\rho \overline{u'_i u'_j} \right) \quad (2.19)$$

Les équations (2.18) et (2.19) sont les équations de Navier Stocks moyennées par Reynolds. Le terme $-\rho \overline{u'_i u'_j}$ est appelé les contraintes de Reynolds. Ces contraintes mènent à un système d'équations ouvert où le nombre d'inconnues est supérieurs au nombre d'équations. La transformation qui lui est appliquée afin de palier à cet obstacle est appelée « fermeture ».

La viscosité turbulente fut introduite par Boussinesq (Boussinesq, 1877) à laquelle des corrections ont été ajoutées par Hinze (Hinze, 1975) aboutissant à la formule suivante qui relie les contraintes de Reynolds aux gradients de vitesse moyenne :

$$-\rho \overline{u'_i u'_j} = \mu_t \left(\frac{\partial U_i}{\partial x_j} + \frac{\partial U_j}{\partial x_i} - \frac{2}{3} \right) \left(\rho K + \mu_t \frac{\partial U_m}{\partial x_m} \right) \delta_{ij} \quad (2.20)$$

Où, μ_t est la viscosité turbulente, K est l'énergie cinétique turbulente.

En se basant sur l'hypothèse de Bousinesq le problème de la fermeture des équations de Reynolds est amené à l'évaluation de la viscosité turbulente μ_t par de nombreux modèles qu'on appelle modèles de viscosité turbulente. Parmi ces modèles on cite : le modèle $K - \varepsilon$ standard (Launder & Spalding, 1974), le modèle réalisable $K - \varepsilon$ (Shih et al., 1995), le modèle $k - \omega$ (Wilcox, 2006), le modèle Spalart-Allmaras (Spalart & Allmaras, 1992) et le modèle $K - \omega$ SST (Shear-Stress Transport) développé par (Menter, 1994).

En suivant le concept de la décomposition de Reynolds effectuée pour les équations (2.18) et (2.19), l'équation de l'énergie modélisée est la suivante :

$$\frac{\partial(\rho E)}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x_i} [U_i(\rho E + p)] = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\left(k + \frac{C_p \mu_t}{Pr_t} \right) \frac{\partial T}{\partial x_j} + U_i(\tau_{ij})_{eff} \right] + S \quad (2.21)$$

Tels que Pr_t est le nombre de Prandtl turbulent, C_p est la capacité thermique, $(\tau_{ij})_{eff}$ le tenseur déviatorique.

2.6.1 Le choix du modèle de turbulence

Plusieurs transitoires thermohydrauliques tel que celui qui sera étudié dans le présent travail qui est le LOFA impliquent un écoulement côtier c'est à dire que l'écoulement qui est turbulent au début se relaminarise au fil du temps, en d'autre terme l'écoulement doit passer par la région de transition (région tampon) pour devenir laminaire. Cette région est complexe et n'est pas très bien comprise (Salama & El-Morshedy, 2011). Le seul modèle sur ANSYS Fluent qui tient compte de la région d'écoulement transitoire est le modèle $K - \omega$ SST, en supprimant la viscosité turbulente à mesure que le nombre de Reynolds diminue (Rumsey & Spalart, 2009).

2.6.1.1 Modèle $K - \omega$ SST (Shear-Stress Transport)

Le modèle $K - \omega$ SST combine les caractéristiques positives du modèle $K - \omega$ et du modèle $k - \varepsilon$. Il utilise le modèle $K - \omega$ dans la région proche paroi (sous couche visqueuse) vue que le modèle $K - \omega$ n'a pas besoin de fonction d'amortissement ce qui engendre une stabilité numérique assez élevée par rapport au modèle $k - \varepsilon$ et transite vers le modèle $K - \varepsilon$ dans la région extérieure de la couche limite vue l'insensibilité de ce modèle à l'écoulement libre (Blazek, 2001).

Les équations de transport du modèle $K - \omega$ SST sont présentées comme suit (Fluent, 2013) :

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho K) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho K U_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\Gamma_K \frac{\partial K}{\partial x_j} \right) + G_K - Y_K + S_K \quad (2.22)$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho \omega) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho \omega U_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\Gamma_\omega \frac{\partial \omega}{\partial x_j} \right) + G_\omega - Y_\omega + S_\omega + D_\omega \quad (2.23)$$

G_K représente la production de l'énergie cinétique turbulente définie comme suit :

$$G_K = -\rho \overline{u'_i u'_j} \frac{\partial U_j}{\partial x_i} \quad (2.24)$$

G_ω représente la production du taux de dissipation spécifique ω définie comme suit :

$$G_\omega = \alpha \frac{\omega}{K} G_K \quad (2.25)$$

Γ_K et Γ_ω représentent la diffusivité effective et sont définies respectivement comme suit :

$$\Gamma_K = \mu \frac{\mu_t}{\sigma_K} \quad (2.26)$$

$$\Gamma_\omega = \mu + \frac{\mu_t}{\sigma_\omega} \quad (2.27)$$

Où,

$$\sigma_K = \frac{1}{F_1/\sigma_{K,1} + (1-F_1)/\sigma_{K,2}} \quad (2.28)$$

$$\sigma_\omega = \frac{1}{F_1/\sigma_{\omega,1} + (1-F_1)/\sigma_{\omega,2}} \quad (2.29)$$

avec, $\sigma_{K,1} = 1.176$, $\sigma_{K,2} = 1$, $\sigma_{\omega,1} = 2$, $\sigma_{\omega,2} = 1.168$, F_1 et F_2 sont des fonctions de mélange.

La viscosité turbulente μ_t est définie comme suit :

$$\mu_t = \frac{\rho K}{\omega} \frac{1}{\max\left(\frac{1}{\alpha^*}, \frac{SF_2}{\alpha_1 \omega}\right)} \quad (2.30)$$

S est la magnitude du taux de déformation et $\alpha_1 = 0.31$.

Y_K et Y_ω représentent la dissipation de K et ω due à la turbulence et S_K , S_ω sont des termes source.

D_ω est le terme de diffusion croisée, définie comme suit :

$$D_\omega = 2(1-F_1)\rho \frac{1}{\omega \sigma_{\omega,2}} \frac{\partial K}{\partial x_j} \frac{\partial \omega}{\partial x_j} \quad (2.31)$$

2.7 Traitement proche paroi

L'écoulement dans le courant principal est assez chaotique et turbulent cependant l'écoulement juste à coté de la paroi est encore laminaire en raison des effets de viscosité. Cette région est appelée la sous-couche visqueuse où les forces de viscosité sont prépondérantes et jouent un rôle important sur l'écoulement et le transfert de chaleur et de masse. Juste après cette couche se situe la couche tampon où a eu lieu une transition de l'écoulement laminaire à l'écoulement entièrement turbulent (Salama & El-Morshedy, 2011).

Les modèles de turbulence ne sont pas applicables dans ces deux régions ce qui amène à adopter un traitement spécial pour cela deux approches sont disponibles pour simuler la région proche paroi. Dans la première approche, la sous-couche visqueuse et la zone tampon ne sont pas résolues cependant des formules semi-empiriques appelé fonctions de paroi sont utilisées pour étendre les modèles de turbulence dans la zone proche paroi (Salama & El-Morshedy, 2011).

La deuxième approche, consiste à modifié les modèles de turbulence de manière à pouvoir résoudre la région affectée par la viscosité ce qui nécessite un maillage très fin à proximité de la paroi (Salama & El-Morshedy, 2011). Cette approche est appelée le modèle des deux couches et repose sur la subdivision du domaine d'écoulement en région visqueuse et région entièrement turbulente (Sidi-Ali & Gatignol, 2010), telle que la limite entre ces deux régions est déterminée par un nombre de Reynolds défini par $Re_y = \rho y \sqrt{k} / \mu$ où y , est la distance du point considéré par rapport à la paroi.

Le profil de la vitesse dans le canal est déterminé par un profil de vitesse universel introduit par Prandtl :

$$\frac{U}{U^*} = \begin{cases} y^+ & y^+ \leq y_v^+ \\ \frac{1}{\kappa_{vk} \ln(Ey^+)} & y^+ \geq y_v^+ \end{cases}$$

Où U^* est la vitesse de friction locale donnée par $U^* = C_{\mu}^{\frac{1}{4}} K^{\frac{1}{2}}$, y^+ est la position adimensionnelle de y donnée par $y^+ = \frac{\rho U^* y}{\mu}$, y_v^+ est l'épaisseur adimensionnelle de la sous couche visqueuse équivaut à une valeur de 11.225, E est une constante égale à 9.793 et κ_{vk} est la constante de Von Karman égale à 0.4187.

Les calculs s'arrêtent lorsque les flux de diffusion pour toutes les quantités dans la direction de sortie sont nulles (Sidi-Ali & Gatignol, 2010) :

$$\frac{\partial U}{\partial n} = 0; \quad \frac{\partial K}{\partial n} = 0; \quad \frac{\partial \omega}{\partial n} = 0 \quad (2.32)$$

$\frac{\partial}{\partial n}$ est la dérivé par rapport à la direction normale à la surface de sortie.

2.8 Conclusion

Dans ce chapitre, on a présenté les caractéristiques physiques et géométriques du réacteur nucléaire NUR à 17 éléments combustibles. On a ensuite établie les équations de conservation de la masse, de la quantité de mouvement et de l'énergie. On a définie les différents mode de fonctionnement d'un réacteur nucléaire ainsi que les équations appropriés pour l'étude du comportement thermohydraulique d'un réacteur nucléaire lors d'un fonctionnement normal, accidentel et dans le cas de l'arrêt d'urgence d'un réacteur nucléaire. Étant donnée que l'écoulement est turbulent, on a choisit un modèle de turbulence $K - \omega$ SST tout en développant les équations de transport lié à ce modèle et en expliquant le choix de ce modèle. De plus, vue que le phénomène d'étude porte sur le transfert de chaleur entre les différents composants du réacteur nucléaire (gaine, chair et fluide de refroidissement) on a abordé le traitement proche paroi adéquat à notre étude reposant sur le modèle des deux couches.

Ainsi la mise en équation thermohydraulique d'un canal du cœur d'un réacteur nucléaire à été présenté avec ample détail. Cependant suite à la complexité d'étude des phénomènes transitoires on a recours aux outils de CFD afin de résoudre la problématique liée à la sureté nucléaire, voir de déterminer le début de l'ébullition du fluide de refroidissement.

Chapitre 3

**Simulation numérique en tridimensionnel
à l'état stationnaire d'un canal du cœur
d'un réacteur nucléaire de recherche**

3.1 Introduction

Ce chapitre porte sur la simulation numérique en 3D d'un écoulement stationnaire du fluide de refroidissement à travers un canal chaud d'un réacteur nucléaire de recherche de 1MW en utilisant le code de calcul Ansys Fluent. La simulation consiste à l'élaboration de la géométrie de l'objet d'étude qui est sous forme de deux plaques symétriques, puis la génération du maillage et la configuration des différents paramètres (conditions aux limites, types de matériaux pour chaque composant, modèle de turbulence...) sur Fluent pour ensuite aboutir à des résultats représentant l'évolution de la température de la gaine, la chair et le fluide de refroidissement.

3.2 Présentation du logiciel Ansys Fluent

Ansys Fluent est un logiciel de simulation des écoulements des fluides et des phénomènes physiques connexes tel que le transfert de chaleur.

Il dispose d'un environnement CAO présenté par les outils "Design modler " et "spaceclaim" permettant ainsi de concevoir rapidement des géométries ou de les importer des logiciels CAO tels que SOLIDWORKS,CATIA ect...

Ce produit permet de générer des maillages de haute qualité des différents types tels que des maillages triangulaires ou quadrilatérales pour les modèles en 2D et des maillages tétraédriques, hexaédrales, polyédriques, pyramidales ou en coin pour des modèles en 3D.

Ansys Fluent utilise la méthode des volumes finis pour résoudre les équations de conservation (équations de conservation de la masse, de la quantité de mouvement et de l'énergie) ainsi que les équations de modélisation de la turbulence.

3.3 Méthode des volume finis

Les équations gouvernantes de l'écoulement sont résolues avec la méthode des volumes finis. Cette méthode est une technique numérique qui consiste à transformer les équations aux dérivées partielles représentant les lois de conservation (de la masse, de la quantité de mouvement et de l'énergie) en équations algébriques discrètes en se basant sur l'intégration sur des volumes élémentaires qu'on appelle volume de contrôle. L'une des propriétés importantes de la méthode des volumes finis et que le flux entrant dans un volume donné est égal à celui sortant du volume adjacent, la méthode des volumes finis est donc strictement conservatrice et parfaitement adaptée à la résolution des loi de conservation. Ces caractéristiques ont rendu la méthode des volumes finis tout à fait appropriée pour la simulation numérique d'une variété d'applications impliquant la mécanique des fluides et le transfert de chaleur (Moukalled, 2016).

La forme conservatrice (Versteeg, 2007) de toutes les équations d'écoulement des fluides est donnée par l'équation de transport de la propriété ϕ écrite comme suit :

$$\frac{\partial \rho \phi}{\partial t} + \text{div}(\rho \phi u) = \text{div}(\Gamma \text{grad} \phi) + S_{\phi} \quad (3.1)$$

tels que $div(\rho\phi u)$ représente le terme convectif, $div(\Gamma grad\phi)$ représente le terme diffusif, S_ϕ représente le terme source et $\frac{\partial\rho\phi}{\partial t}$ représente le taux de variation.

L'étape clé de la méthode des volume finis est l'intégration de l'équation (3.1) sur un volume de contrôle tel que montré sur la figure (3.1) en tridimensionnel comme suit :

$$\int_{cv} \frac{\partial\rho\phi}{\partial t} dV + \int_{cv} div(\rho\phi u) dV = \int_{cv} div(\Gamma grad\phi) dV + \int_{cv} S_\phi dV \quad (3.2)$$

En utilisant le théorème de divergence de Gauss, les intégrales des termes convectif et diffusif sont réécrits comme intégrales sur toute la surface limitante du volume de contrôle comme suit :

$$\int_{cv} \frac{\partial\rho\phi}{\partial t} dV + \int_A n(\rho\phi u) dA = \int_A n(\Gamma grad\phi) dA + \int_{cv} S_\phi dV \quad (3.3)$$

En considérant un écoulement à l'état stationnaire, l'équation (3.3) devient :

$$\int_A n(\rho\phi u) dA = \int_A n(\Gamma grad\phi) dA + \int_{cv} S_\phi dV \quad (3.4)$$

L'équation (3.8) est appliquée pour chaque volume de contrôle dans le domaine et est discrétisé pour chaque face comme suit :

$$\sum_f^{nbrfaces} n(\rho_f\phi_f u_f) A_f = \sum_f^{nbrfaces} n(\Gamma_f grad\phi_f) A_f + S_\phi V \quad (3.5)$$

L'équation discrétisée est donnée dans ce cas et de la façon générale par :

$$a_p\phi_p = \sum_f a_f\phi_f + S \quad (3.6)$$

La figure (3.1) montre un volume de contrôle en tridimensionnelle

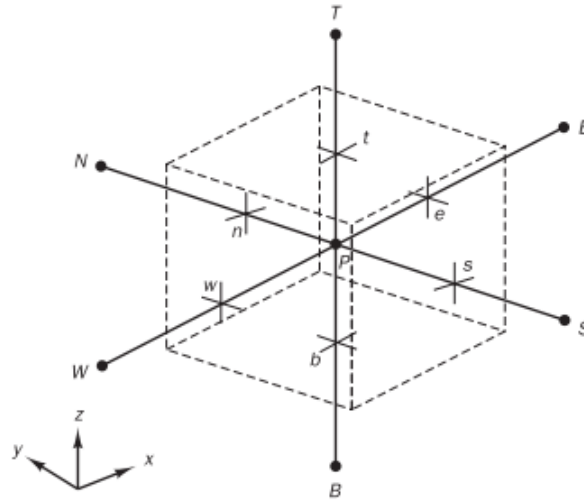


FIGURE 3.1 – Volume de contrôle en tridimensionnel

Le domaine d'étude est subdivisé en volumes élémentaires de telle manière que chaque volume entoure un nœud principal P. Étant donné que le domaine est en 3D, on a six nœuds voisins identifiés comme étant ouest, est, sud, nord, bas et haut (W, E, S, N, B, T). les faces ouest, est, sud, nord, inférieure et supérieure des cellules sont identifiées par la notation w, e, s, n, b et t.

3.4 Mise en équations

3.4.1 Les équations de conservation

Les équations de conservation de la masse, de la quantité de mouvement et de l'énergie ont été présentées dans le chapitre 2. On les reprend ci-après pour un écoulement à l'état stationnaire. L'équation de conservation de la masse est la suivante :

$$\frac{\partial U_x}{\partial x} + \frac{\partial U_y}{\partial y} + \frac{\partial U_z}{\partial z} = 0 \quad (3.7)$$

L'équation de conservation de la quantité de mouvement suivant les trois axes du plan sont :
suivant l'axe x

$$\rho(U_x \frac{\partial U_x}{\partial x} + U_y \frac{\partial U_x}{\partial y} + U_z \frac{\partial U_x}{\partial z}) = -\frac{\partial p}{\partial x} + \mu[\frac{\partial^2 U_x}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 U_x}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 U_x}{\partial z^2}] + \rho g_x \quad (3.8)$$

suivant l'axe y

$$\rho(U_x \frac{\partial U_y}{\partial x} + U_y \frac{\partial U_y}{\partial y} + U_z \frac{\partial U_y}{\partial z}) = -\frac{\partial p}{\partial y} + \mu[\frac{\partial^2 U_y}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 U_y}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 U_y}{\partial z^2}] \quad (3.9)$$

suivant l'axe z

$$\rho(U_x \frac{\partial U_z}{\partial x} + U_y \frac{\partial U_z}{\partial y} + U_z \frac{\partial U_z}{\partial z}) = -\frac{\partial p}{\partial z} + \mu[\frac{\partial^2 U_z}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 U_z}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 U_z}{\partial z^2}] \quad (3.10)$$

L'équation de conservation de l'énergie est :

$$\nabla[(\rho E + p)\vec{U}] = \nabla[(k\nabla T) - \sum_j h_j \vec{J}_j + (\bar{\tau} \cdot \vec{U})] + S \quad (3.11)$$

3.4.2 Conditions aux limites

3.4.2.1 A l'entrée du canal

On impose une condition au limite sur la vitesse à l'entrée du canal avec un profil uniforme :

$$U_x = U_0$$

Tels que la vitesse d'entrée est égale à 0.94 m/s. La température d'entrée est de 40 °C, et la pression d'entrée est définie à 1 Pa afin d'assurer un écoulement.

L'intensité de la turbulence est égale à 5.23% calculée avec la formule (3.12) et le diamètre hydraulique est égal à 0.0054m.

$$I = 0.16Re^{-\frac{1}{8}} \quad (3.12)$$

3.4.2.2 A la sortie du canal

A la sortie du canal, on définit une condition au limite sur la pression égale à zero.

L'intensité turbulente est prise égale à 0.

3.4.2.3 Condition de non glissement

La vitesse du fluide de refroidissement est nulle aux parois.

3.4.2.4 La source de chaleur

On définit un flux de chaleur sinusoïdal sur la chair qui est la source de chaleur transférée à la gaine et au fluide de refroidissement par l'équation donnée par le modèle (El-Wakil, 1971).

$$q'(z) = 357453354 \times \cos\left(\frac{\pi z}{0.775}\right)$$

Cette équation est introduite à l'aide d'un UDF (user define function) dont le script est donné sur la figure (3.2)

```
1  # include "udf.h"
2
3  DEFINE_PROFILE(profil_flux_de_chaleur, mur , q)
4  {
5      face_t f;
6      real x[ND_ND];
7      begin_f_loop(f, mur)
8      {
9          F_CENTROID(x, f, mur);
10         F_PROFILE(f, mur , q) = 357453354*cos((3.14/0.775)*x[0]);
11     }
12
13     end_f_loop(f, mur)
14
15 }
```

FIGURE 3.2 – UDF sur le flux de chaleur

3.5 Élaboration de la géométrie

La géométrie d'étude est sous forme de deux plaques parallèles composées de la gaine et de la chair, où l'écoulement se fait entre les plaques verticalement de haut en bas selon l'axe x comme montré sur la figure (3.3).

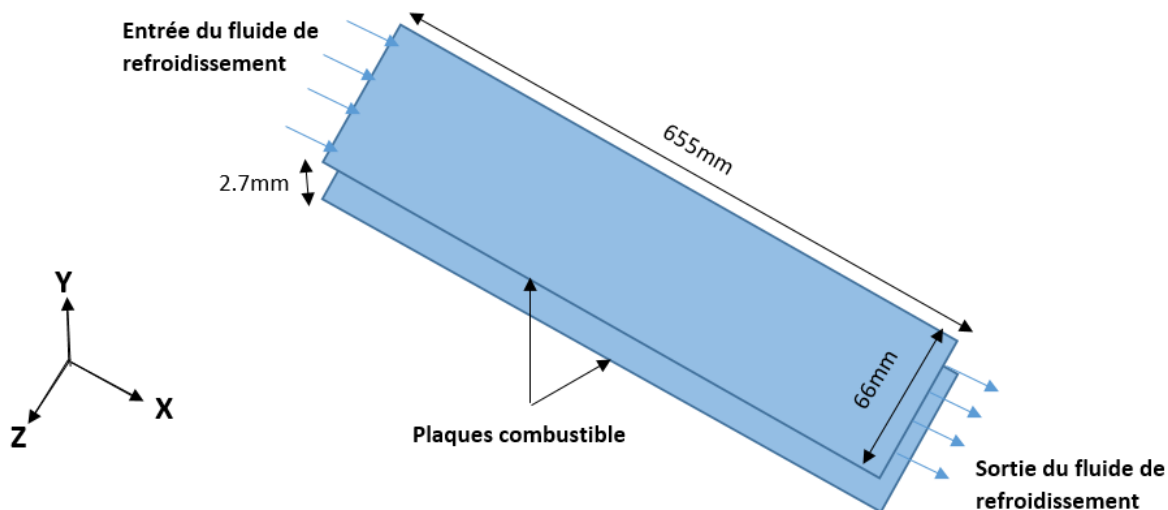


FIGURE 3.3 – Schéma du canal en 3D

La géométrie est élaborée sur Ansys en utilisant Design Modler, la gaine a été divisée en 19 parallélépipèdes afin d'assurer un maillage hexahédrique structuré.

La géométrie en 3D est présentée sur la figure (3.4)

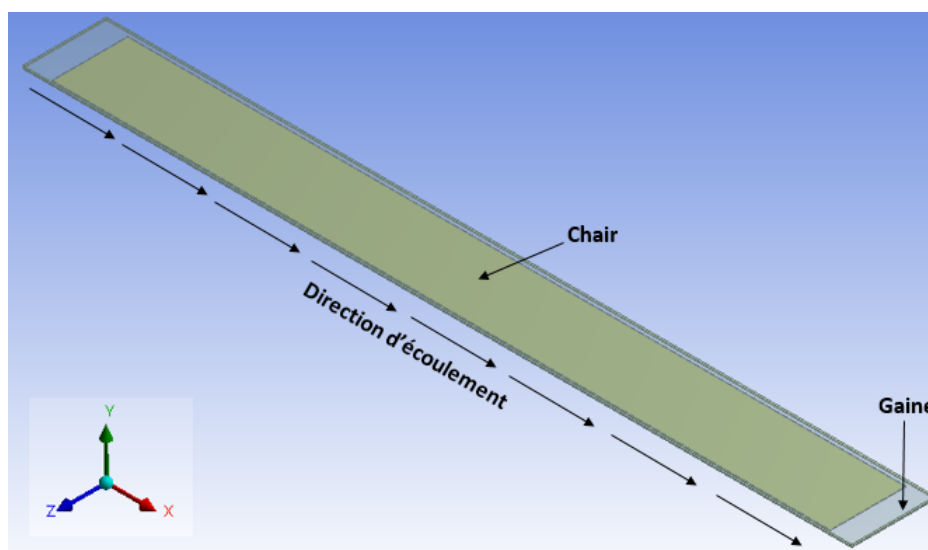


FIGURE 3.4 – La géométrie d'étude en tridimensionnelle

Les différentes vues de la géométrie sous les plans (xy),(yz),(xz) sont montrées sur la figure (3.5)

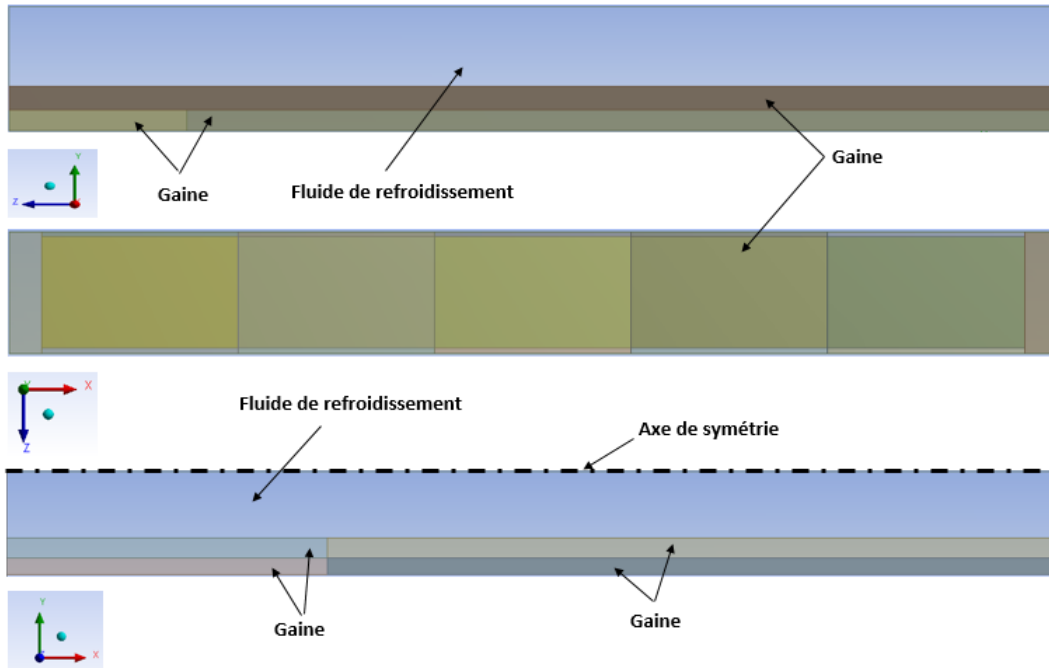


FIGURE 3.5 – Vue de la géométrie sous différents plans

3.6 Élaboration du maillage

Afin d'avoir des résultats adéquats près de la paroi (gaine), on doit prendre en compte la couche limite dont l'épaisseur équivaut à 3.35×10^{-5} calculée avec la formule (3.13). Pour cela, on calcule l'épaisseur de la première cellule près de la paroi par la formule (3.14) avec un taux de croissance de 1.2. On obtient un maillage comme montré sur la figure 3.6

$$\delta = \frac{0.545D_h}{\sqrt{Re}} \quad (3.13)$$

$$y = \frac{\mu y^+}{\sqrt{0.5 \left(\frac{0.058}{Re^{0.2}} \right) u^2 \rho}} \quad (3.14)$$

Tels que :

y : Épaisseur de la première cellule près de la paroi.

μ : viscosité dynamique de l'eau.

ρ : masse volumique de l'eau.

Re : nombre de Reynolds.

u : la vitesse d'écoulement.

y^+ : Distance adimensionnelle, on le prend égal à 3.

δ : Épaisseur de la couche limite (m)

Les paramètres entrant dans le calcul de l'épaisseur de la première couche limite sont présentés sur le tableau suivant (3.1) :

TABLEAU 3.1 – Paramètres pour le calcul d'épaisseur de la première couche limite

y^+	3
diamètre hydraulique (m)	0.0054
vitesse d'écoulement (m/s)	0.94
masse volumique de l'eau (kg/m^3)	992.2
viscosité dynamique de l'eau (kg/m.s)	6.53×10^{-4}
nombre de Reynolds Re_{D_h}	7712.72

L'épaisseur de la première cellule près de la paroi est donc égale à $3.02 \times 10^{-5}m$.

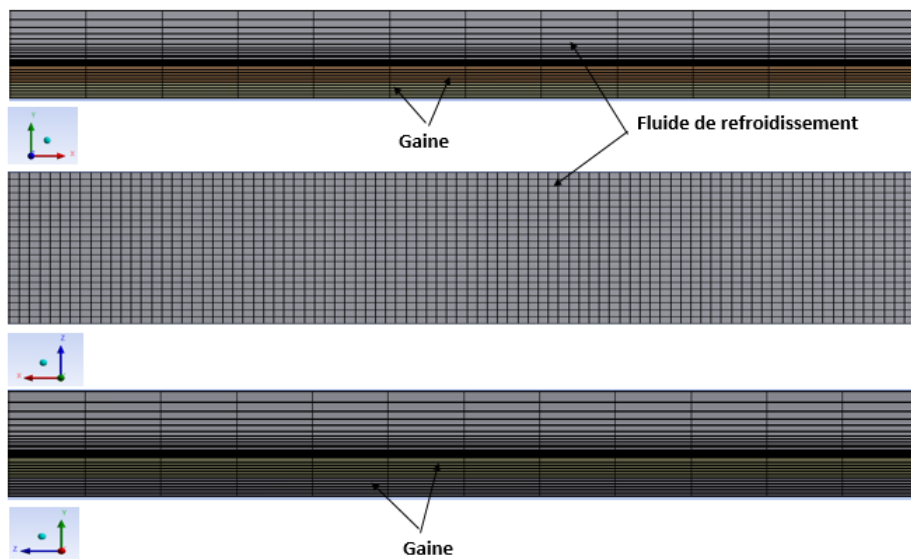


FIGURE 3.6 – Vue du maillage de la géométrie sur les plans (xy),(yz),(xz)

Afin de minimiser le nombre d'éléments du maillage et réduire ainsi les coûts numériques sans influencer la fiabilité et la précision des résultats, on procède à un test d'indépendance du maillage qui vise à garantir que les résultats obtenus ne dépendent pas du maillage utilisé. Pour assurer cette condition, on étudie l'évolution de la température maximale au centre de la gaine pour différentes résolution de maillages. Le choix du maillage correspond à celui où le profil de température ne change pas. Les résultats obtenus sont montrés sur la figure (3.7), où on voit que la température se stabilise à partir d'un nombre d'éléments équivalent à 60192 mailles, et donc le maillage à 274 626 mailles convient à notre étude.

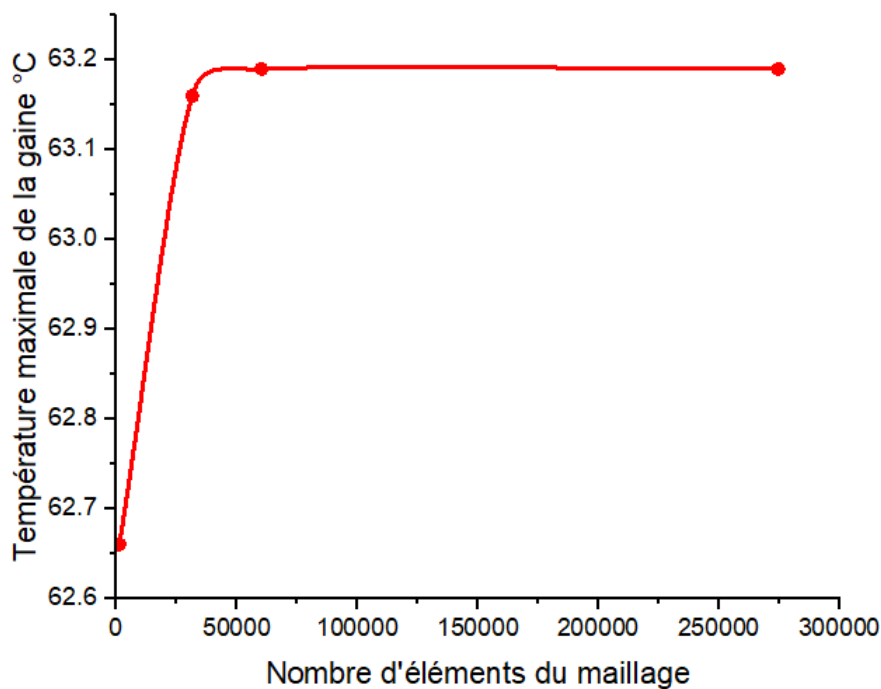


FIGURE 3.7 – Température maximale de la gaine en fonction du nombre d'éléments du maillage

3.7 Résultats de la simulation à l'état stationnaire

La distribution de la température de la gaine et celle du fluide de refroidissement dans le plan (xz) sont montrées sur la figure (3.8).

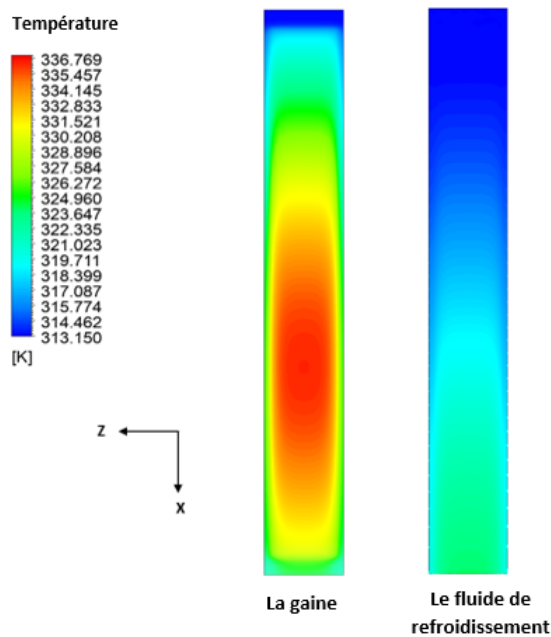


FIGURE 3.8 – Contour de température de la gaine et du fluide de refroidissement dans le plan (xz)

On remarque d'après la figure (3.8), que la partie la plus chaude se situe dans les parties basse du canal pour la gaine et qu'à ce niveau le fluide de refroidissement est aussi le plus chaud.

Les températures de la gaine de la chair et du fluide de refroidissement sont moyennées le long de la surface supérieure de la gaine, la surface supérieure de la chair et du plan de symétrie à l'aide d'un programme réalisé sur matlab.

Les courbes de la figure (3.9) montrent le profil de la température de la gaine de la chair et du fluide de refroidissement en fonction de la longueur adimensionnelle du canal.

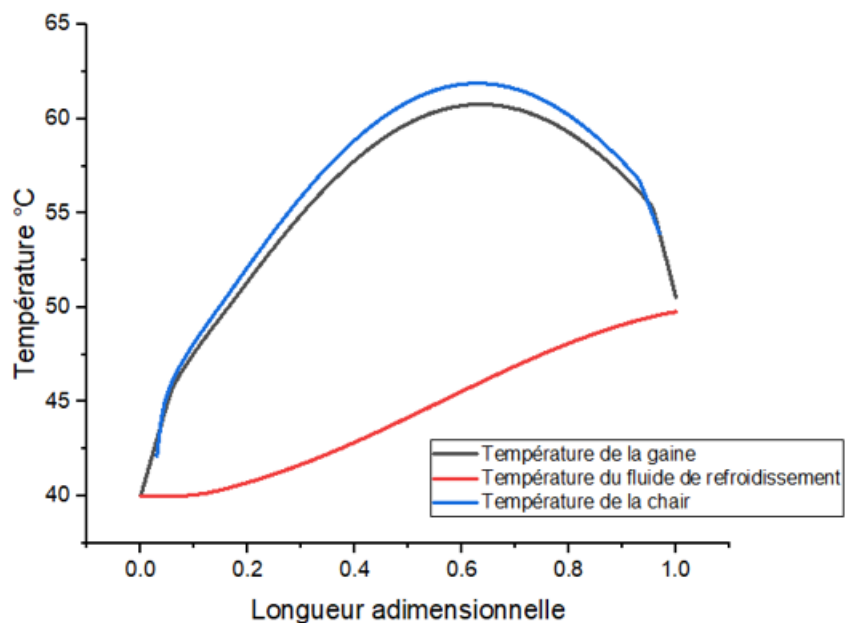


FIGURE 3.9 – Profil de la température de la gaine de la chair et du fluide de refroidissement

La température du fluide de refroidissement est à 40 °C à l'entrée du canal et augmente jusqu'à 49.77 °C à la sortie du canal.

La température de la gaine est de 40 °C à l'entrée du canal et augmente jusqu'à 60.77 °C à 0.63 de la longueur adimensionnelle du canal puis diminue jusqu'à 50.53 °C à la sortie du canal.

La température de la chair est de 42.13 °C à l'entrée du canal puis augmente jusqu'à 61.89 °C à 0.63 de la longueur adimensionnelle du canal puis diminue jusqu'à 53.93 °C à la sortie du canal.

3.8 Conclusion

Dans ce travail, On a d'abord élaboré la géométrie d'étude qui est sous forme de deux plaques parallèles ou l'écoulement se fait entre le deux plaques suivant l'axe x. Pour minimiser le temps de calcul, on a pris en considération la symétrie entre ces deux plaques. De plus, on à réalisé une étude de maillage afin de déterminer le maillage le plus adéquat et le moins couteux de point de vue numérique. Les résultats obtenu par la simulation en régime stationnaire sont satisfaisant et logique. En effet, suite à la variation sinusoïdale du flux de chaleur, la température de la chair et de la gaine adopte la forme d'une parabole, quand à la variation de la température du fluide de refroidissement suite au contact de ce dernier avec la gaine on enregistre une augmentation considérable mais qui reste bien inférieur à la limite correspondant au début d'ébullition nucléée. Tous les résultats obtenus dans ce chapitre montrent que la modélisation mathématique de l'étude thermohydraulique du canal du coeur du réacteur nucléaire de recherche NUR donne d'excellents résultats en adéquation avec le comportement réel de toutes les quantités physiques mises en jeu dans ce processus de sûreté nucléaire.

Chapitre 4

**Simulation numérique en tridimensionnel
à l'état transitoire sans protection d'un
canal du cœur d'un réacteur nucléaire de
recherche**

4.1 Introduction

Pendant un accident de perte de débit de refroidissement LOFA, un déséquilibre entre la puissance du cœur et le débit nécessaire pour le refroidissement du réacteur nucléaire surgit, entraînant une augmentation de la température du fluide de refroidissement et de la gaine. Cette augmentation de la température peut conduire à un début de l'ébullition nucléé (ONB) qui correspond à l'apparition de bulles d'air susceptible de détériorer le transfert de chaleur entre le fluide de refroidissement et la gaine et réduire ainsi l'intégrité du combustible.

Dans ce chapitre en réalisera une simulation en régime transitoire sur Ansys Fluent dans le cas d'un fonctionnement accidentel non protégé de type LOFA dans un réacteur nucléaire de recherche de 1MW, afin d'évaluer à quel moment la température du fluide de refroidissement atteint la valeur critique correspondant au début de l'ébullition nucléé (ONB) et équivaut à 120 °C pour différents cas de diminution de débit, dans le but d'envisager l'activation d'un système de refroidissement dans les meilleurs délais et assurer ainsi que le réacteur nucléaire reste opérationnel en toute sécurité.

4.2 Conditions aux limites

On pose les mêmes conditions aux limites imposées à l'état stationnaire, seulement la vitesse d'entrée est d'abord égale à 0.94 m/s pendant les 2 premières secondes puis le débit diminue de 30%, 40% et 50% pendant les 2 secondes suivantes, ensuite le calcul transitoire commence. Cette condition aux limites est introduite à l'aide d'un UDF pour les différents cas d'études comme montré sur les figures (4.1),(4.2),(4.3). Étant donnée que la section de passage du fluide de refroidissement est constante, une diminution de débit entraîne une diminution de vitesse.

```
19 DEFINE_PROFILE(profil_vitesse,t,i)
20 {
21     real vitesse;
22     real temps;
23     face_t f;
24     temps = CURRENT_TIME;
25
26     if((temps>=0)&&(temps<3))
27     {
28         vitesse=0.94;
29     }
30     if((temps>=3)&&(temps<5))
31     {
32         vitesse=0.658;
33     }
34     begin_f_loop(f,t)
35     {
36         F_PROFILE(f,t,i)=vitesse;
37     }
38     end_f_loop(f,t)
39 }
```

FIGURE 4.1 – Fonction UDF pour la diminution de débit de 30%

```
19 DEFINE_PROFILE(profil_vitesse,t,i)
20 {
21     real vitesse;
22     real temps;
23     face_t f;
24     temps = CURRENT_TIME;
25
26     if((temps>=0)&&(temps<3))
27     {
28         vitesse=0.94;
29     }
30     if((temps>=3)&&(temps<5))
31     {
32         vitesse=0.564;
33     }
34     begin_f_loop(f,t)
35     {
36         F_PROFILE(f,t,i)=vitesse;
37     }
38     end_f_loop(f,t)
39 }
40
```

FIGURE 4.2 – Fonction UDF pour la diminution de débit de 40%

```
19 DEFINE_PROFILE(profil_vitesse,t,i)
20 {
21     real vitesse;
22     real temps;
23     face_t f;
24     temps = CURRENT_TIME;
25
26     if((temps>=0)&&(temps<3))
27     {
28         vitesse=0.94;
29     }
30     if((temps>=3)&&(temps<5))
31     {
32         vitesse=0.47;
33     }
34     begin_f_loop(f,t)
35     {
36         F_PROFILE(f,t,i)=vitesse;
37     }
38     end_f_loop(f,t)
39 }
```

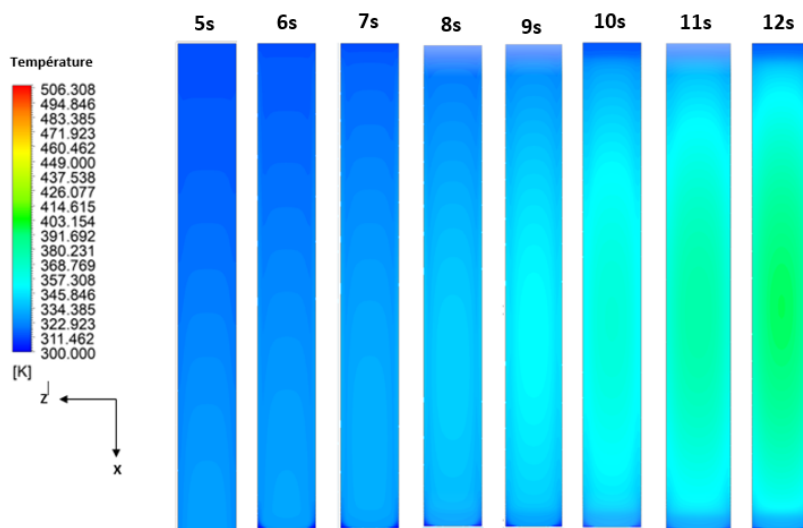
FIGURE 4.3 – Fonction UDF pour la diminution de débit de 50%

4.3 Résultats et interprétation

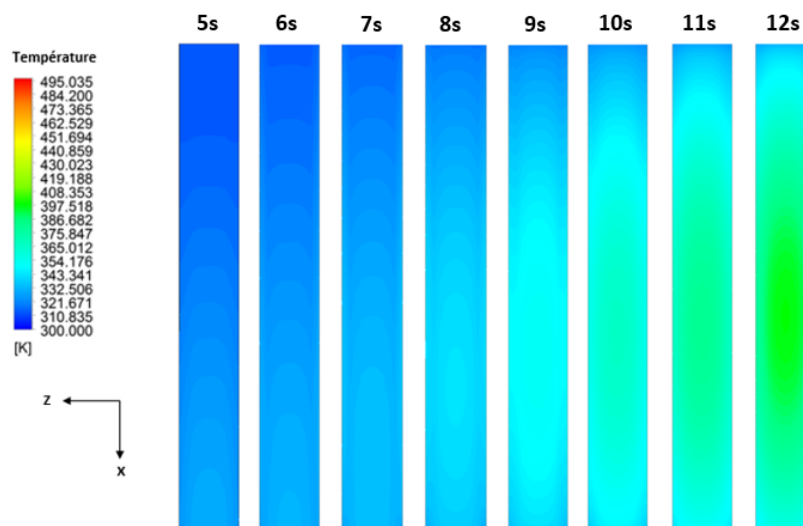
Dans ce qui suit nous présenterons les résultats obtenus pour la simulation en régime transitoire correspondant à une diminution de débit de 30%, 40% et 50% respectivement sous forme de contours de température pour la gaine et le fluide de refroidissement dans le plan (xz) et les profils de température pour la gaine et le fluide de refroidissement le long du canal à différents pas de temps depuis le début du transitoire c'est à dire à partir de 5s.

Les contours de température du fluide de refroidissement dans le plan pour une durée de temps allant de 5s à 12s pour chaque cas de diminution de débit sont montrés sur la figure (4.4).

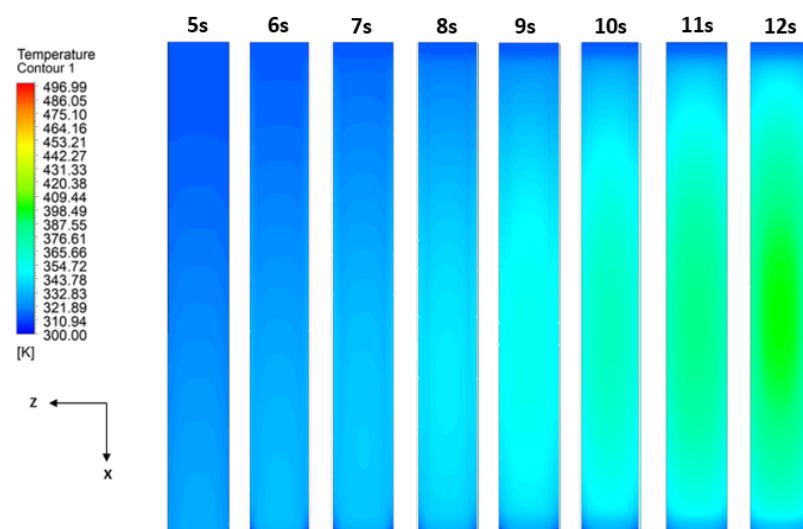
On constate d'après la figure (4.4) que la température augmente en fonction du temps et du débit c'est à dire que plus le temps augmente plus la température augmente et plus le débit diminue plus la température augmente comme le démontre le code de couleur dans la figure (4.4).



(a) Diminution de débit de 30%



(b) Diminution de débit de 40%



(c) Diminution de débit de 50%

FIGURE 4.4 – Contours de température du fluide de refroidissement sur le plan à chaque pas de temps de 5s à 12s

La distribution de la température du fluide de refroidissement en fonction du temps le long du canal pour une diminution de débit de 30% est montrée sur la figure (4.5)

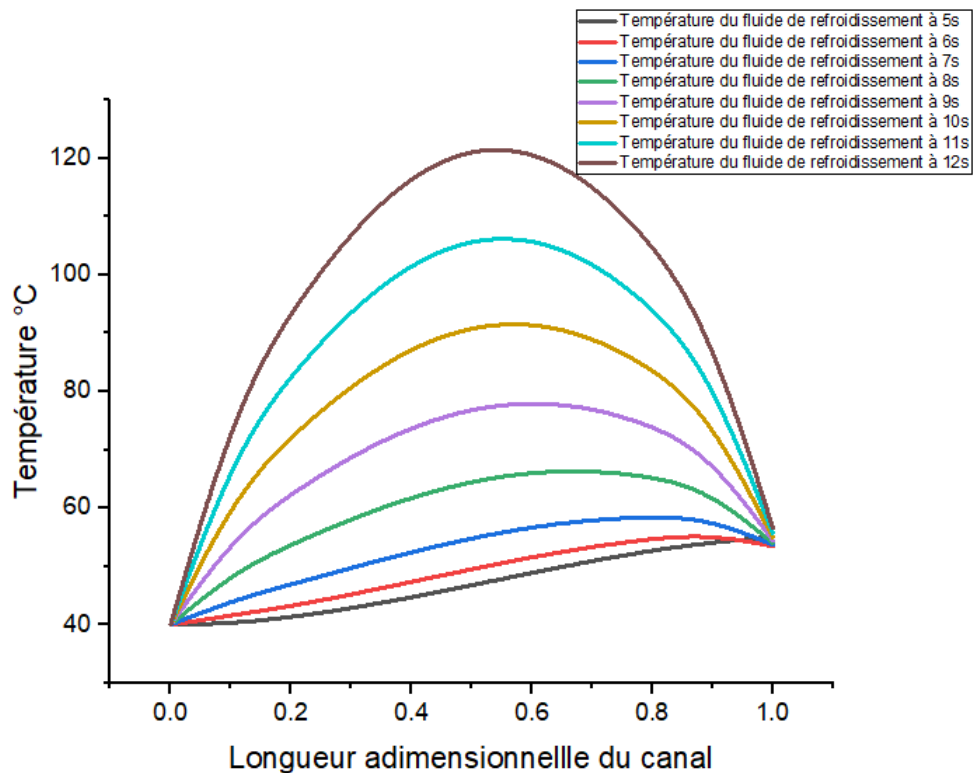


FIGURE 4.5 – Profil de la température du fluide de refroidissement le long du canal pour une diminution de débit de 30%

D'après la figure (4.5), on remarque que la température augmente avec le temps. A l'entrée du canal la température du fluide de refroidissement est égal à 40°C, elle augmente ensuite pour les différents pas de temps jusqu'à atteindre le pic.

A 5s, le pic de température est égale à 55.04 °C à la sortie du canal. A 6s il est égale à 55.58 °C à une longueur adimensionnelle de 0.89 du canal. A 7s, il est égal à 58.52 °C à une longueur adimensionnelle de 0.78 du canal. Pour un temps de 8s, il est égal à 66.58 °C à une longueur adimensionnelle de 0.67 du canal. A 9s, le pic correspond à une température de 78.11 °C à une longueur adimensionnelle de 0.56 du canal . A 10s, il atteint une valeur de 92.10 °C à une longueur adimensionnelle de 0.56 du canal. Pour cette même longueur adimensionnelle du canal, le pic de température atteint une valeur de 107.02 °C pour un temps de 11s et une valeur de 122.48 °C pour un temps de 12s.

A la sortie du canal la température diminue en s'approchant d'une valeur qui varie légèrement pour chaque pas de temps. A 5s, la température du fluide de refroidissement à la sortie du canal est égale à 55.04 °C. A 6s, elle est égale à 53.48 °C. A 7s, elle est égale à 53.7 °C. A 8s, elle est égale à 53.98°C. A 9s, elle est égale à 54.41 °C. A 10s, elle est égale à 54.99 °C. A 11s, elle est égale à 54.73 °C et enfin à 12s elle est égale à 56.6 °C.

La distribution de la température du fluide de refroidissement en fonction du temps le long du canal pour une diminution de débit de 40% est montrée sur la figure (4.6)

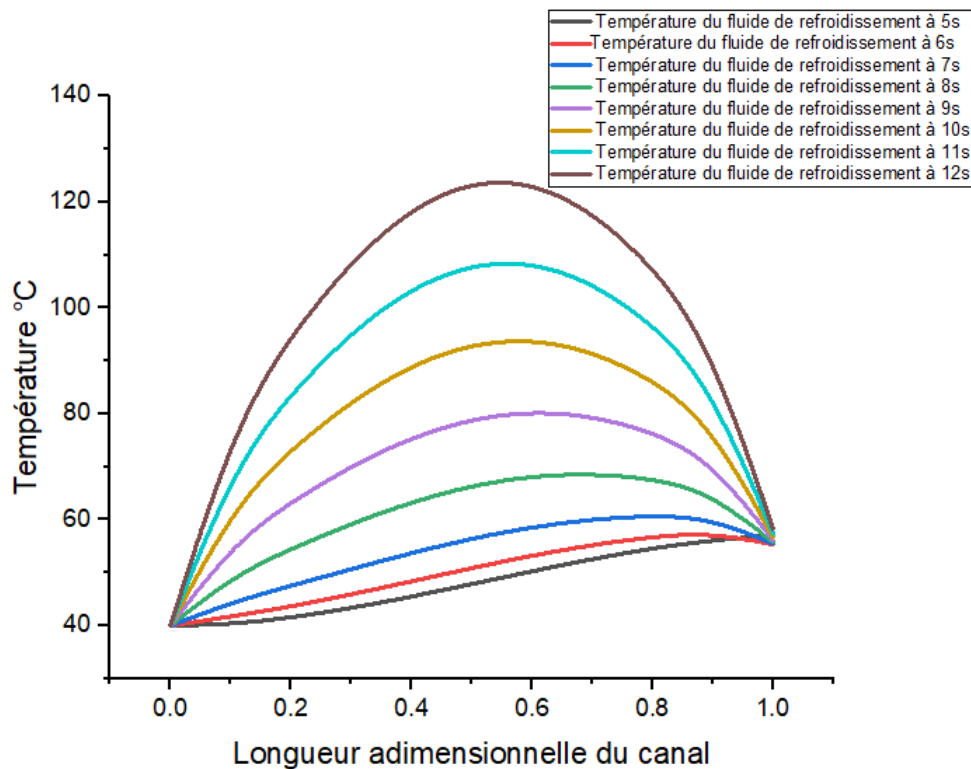


FIGURE 4.6 – Profil de la température du fluide de refroidissement le long du canal pour une diminution de débit de 40%

On remarque selon la figure (4.6) que la température du fluide de refroidissement à l'entrée du canal est égale à 40°C pour les différents pas de temps allant de 5s à 12s.

A la sortie du canal, les températures à chaque pas de temps se rapproche légèrement. A 5s, la température du fluide de refroidissement à la sortie est égale à 57.02 °C. A 6s, elle est égale à 55.37 °C. A 7s, elle est égale à 55.5 °C. Pour un temps de 8s, elle est égale à 55.74 °C. A 9s, elle est égale à 56.17 °C. A 10s, la température du fluide de refroidissement atteint une valeur de 56.7 °C. A 11s, elle est égale à 57.42 °C et enfin à 12s elle est égale à 58.29°C.

La température augmente à chaque pas de temps, elle atteint un pic de 57.02 °C à 5s à la sortie du canal. A 6s, la température maximale du fluide de refroidissement est égale à 57.68°C à une longueur adimensionnelle de 0.89 du canal. A 7s, elle est égale à 60.71 °C à une longueur adimensionnelle de 0.78 du canal. A 8s, elle est égale à 68.79 °C à une longueur adimensionnelle de 0.67 du canal. A 9s, elle est égale à 80.23 °C à une longueur adimensionnelle de 0.67 du canal. A 10s, elle est égale à 94.25 °C à une longueur adimensionnelle de 0.56 du canal. A 11s, elle est égale à 109.21 °C à une longueur adimensionnelle de 0.56 du canal et enfin à 12s elle est égale à 124.68 °C à une longueur adimensionnelle de 0.56 du canal.

La distribution de la température du fluide de refroidissement en fonction du temps le long du canal pour une diminution de débit de 50% est montrée sur la figure (4.7)

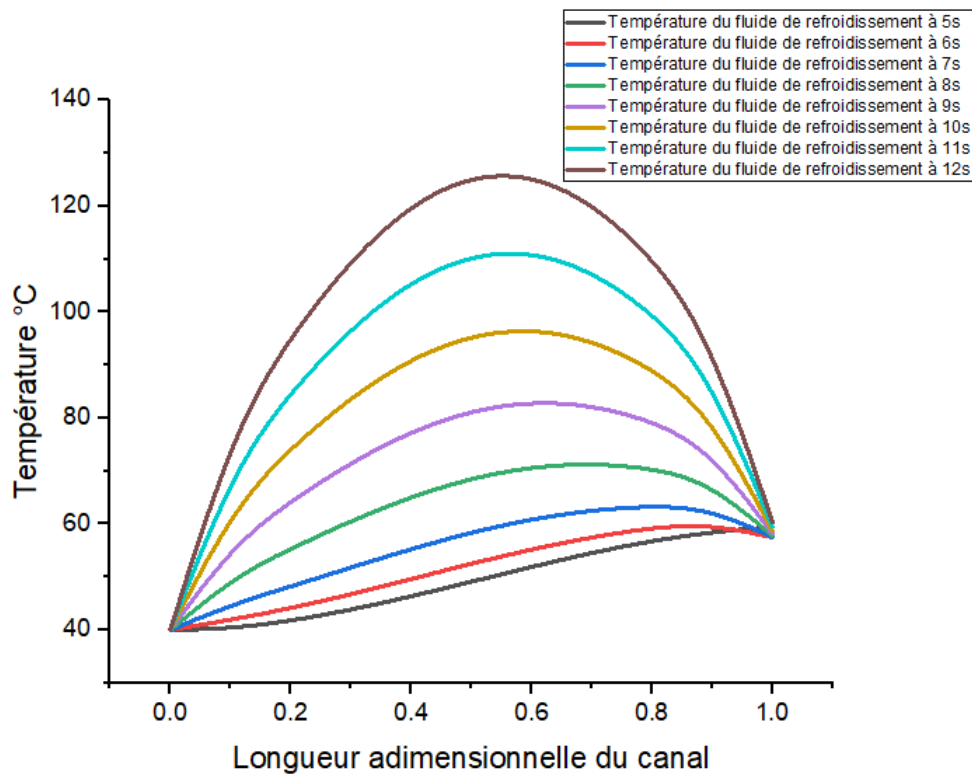


FIGURE 4.7 – Profil de la température du fluide de refroidissement le long du canal pour une diminution de débit de 50%

La figure (4.7) présente une allure similaire aux figures (4.5) et (4.6). A l'entrée la température du fluide de refroidissement est égale à 40°C puis augmente pour chaque pas de temps jusqu'à atteindre une valeur maximale.

A 5s, la température maximale est de 59.42 °C à la sortie du canal. A 6s, elle est de 60.19 °C à une longueur adimensionnelle de 0.89 du canal. A 7s la température maximale est égale à 63.36 °C à une longueur adimensionnelle de 0.78 du canal. A 8s, la température maximale est égale à 71.49 °C à une longueur adimensionnelle de 0.67 du canal. A 9s, la température maximale est égale à 83.05 °C à une longueur adimensionnelle de 0.67 du canal. A 10s, la température maximale est égale à 96.9 °C à une longueur adimensionnelle de 0.56 du canal. Pour la même longueur adimensionnelle qui est équivalente à 0.56 de la longueur du canal, la température maximale à 11s est égale à 111.9 °C et à 12s elle est égale à 126.77 °C.

A la sortie du canal, la température du fluide de refroidissement est égale à 59.42 °C pour un temps de 5s. Pour un temps de 6s, elle est égale à 57.49 °C. A 7s, elle est égale à 57.56 °C. A 8s, elle atteint une valeur de 58.16 °C. A 9s, elle est égale à 58.16 °C. A 10s, la température enregistrée est égale à 58.73 °C. A 11s, elle est égale à 59.47 °C et enfin à 12s elle est égale à 60.32 °C.

Pour résumer, on remarque que les courbes des figures (4.5), (4.6), (4.7) représentant la température du fluide de refroidissement le long du canal pour chaque pas de temps ont la même allure tel que plus la température augmente plus les courbes adoptent la forme d'une parabole.

A l'entrée du canal, la température du fluide de refroidissement est égale à 40°C à chaque pas

de temps et pour différents cas de diminution de débit.

A la sortie du canal les températures du fluide de refroidissement pour les différents cas de diminution de débit se rapprochent légèrement, leurs valeurs sont englobées sur le tableau (4.1)

TABLEAU 4.1 – Température du fluide de refroidissement à la sortie du canal à chaque pas de temps pour différentes diminutions de débit

Temps (s)	Diminution de débit de	Diminution de débit de	Diminution de débit de
	30%	40%	50%
5	55.04 °C	57.02 °C	59.42 °C
6	53.48 °C	55.37 °C	57.49 °C
7	53.7 °C	55.5 °C	57.56 °C
8	53.98 °C	55.74 °C	57.76 °C
9	54.41 °C	56.17 °C	58.16 °C
10	54.99 °C	56.7 °C	58.73 °C
11	55.73 °C	57.42 °C	59.47 °C
12	56.6 °C	58.29 °C	60.32 °C

Les températures maximales du fluide de refroidissement le long du canal pour différents pas de temps à partir du début du régime transitoire sont regroupées sur le tableau (4.2).

TABLEAU 4.2 – Température maximale du fluide de refroidissement le long du canal en fonction du temps pour différentes diminutions de débit.

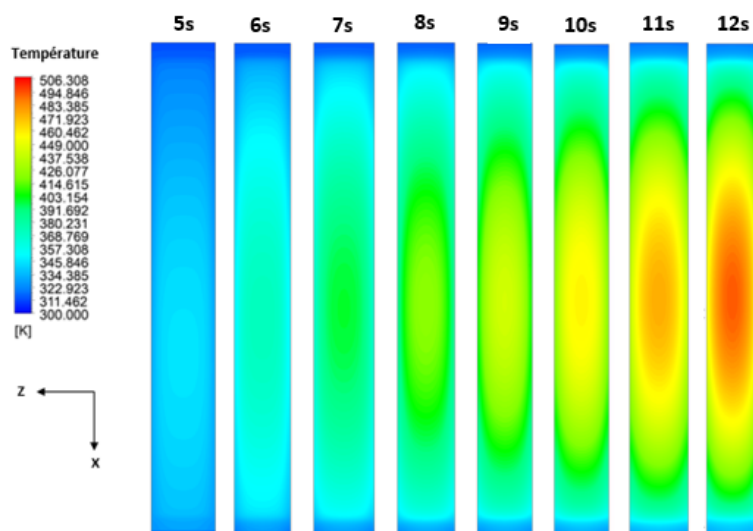
Temps (s)	Diminution de débit de	Diminution de débit de	Diminution de débit de
	30%	40%	50%
5	55.04 °C	57.02 °C	59.42 °C
6	55.58 °C	57.68 °C	60.19 °C
7	58.52 °C	60.71 °C	63.36 °C
8	66.58 °C	68.79 °C	71.49 °C
9	78.11 °C	80.23 °C	83.05 °C
10	92.10 °C	94.25 °C	96.9 °C
11	107.02 °C	109.21 °C	111.9 °C
12	122.48 °C	124.68 °C	126.77 °C

D'après le tableau (4.2), on constate que plus le débit diminue plus le pic de température augmente d'environ 2 °C pour chaque 10% de diminution de débit. De plus, on observe qu'à 12s, les températures maximales du fluide de refroidissement pour une diminution de débit de 30%,

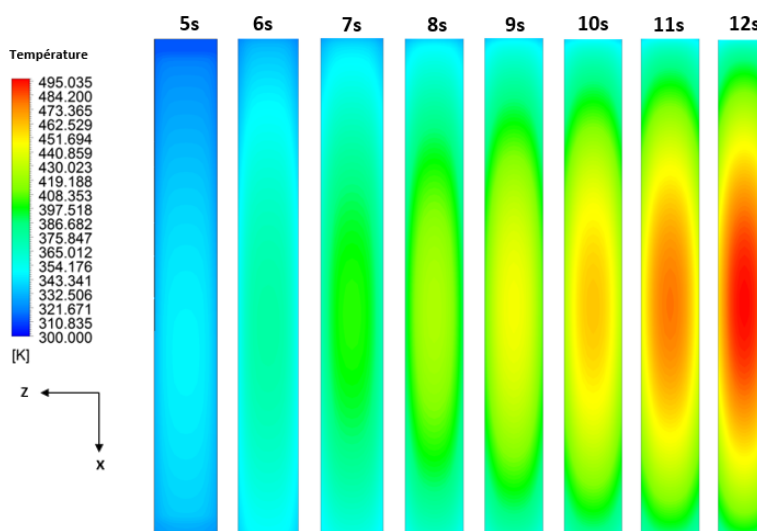
40% et 50% dépassent la valeur correspondant au début de l'ébullition nucléée (ONB) et équivaut à 120 °C avec une différence de 2.48 °C pour le cas de diminution de débit de 30%, un écart de 4.68 °C pour le cas de diminution de débit de 40% et un écart de 6.77 °C pour le cas de diminution de débit de 50%.

Les contours de température de la gaine sur le plan pour une durée de temps allant de 5s à 12s pour chaque cas de diminution de débit sont montrés sur la figure (4.8).

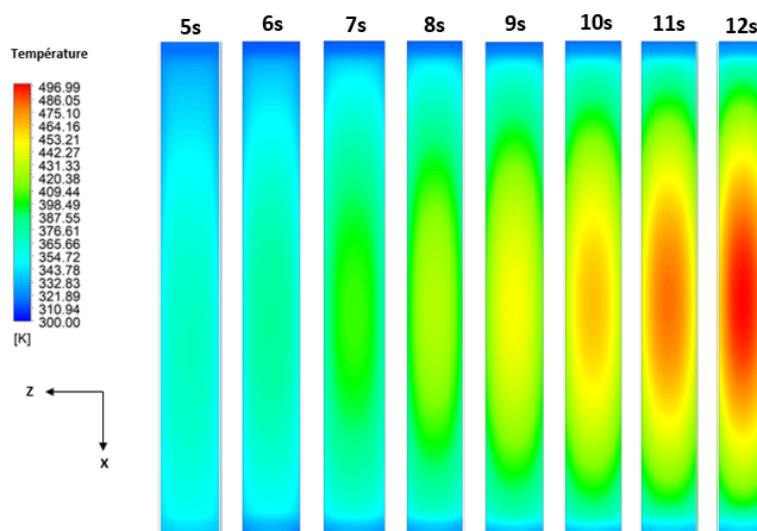
On constate à partir de la figure (4.8) et selon le code de couleur associé que plus le temps augmente plus la température de la gaine augmente due à la perte de débit du fluide de refroidissement. Ainsi, plus le taux de diminution de débit augmente plus la température augmente à son tour.



(a) Diminution de débit de 30%



(b) Diminution de débit de 40%



(c) Diminution de débit de 50%

FIGURE 4.8 – Contours de température de la gaine sur le plan à chaque pas de temps de 5s à 12s

La distribution de la température de la gaine en fonction du temps le long du canal pour une diminution de débit de 30% est montrée sur la figure (4.9)

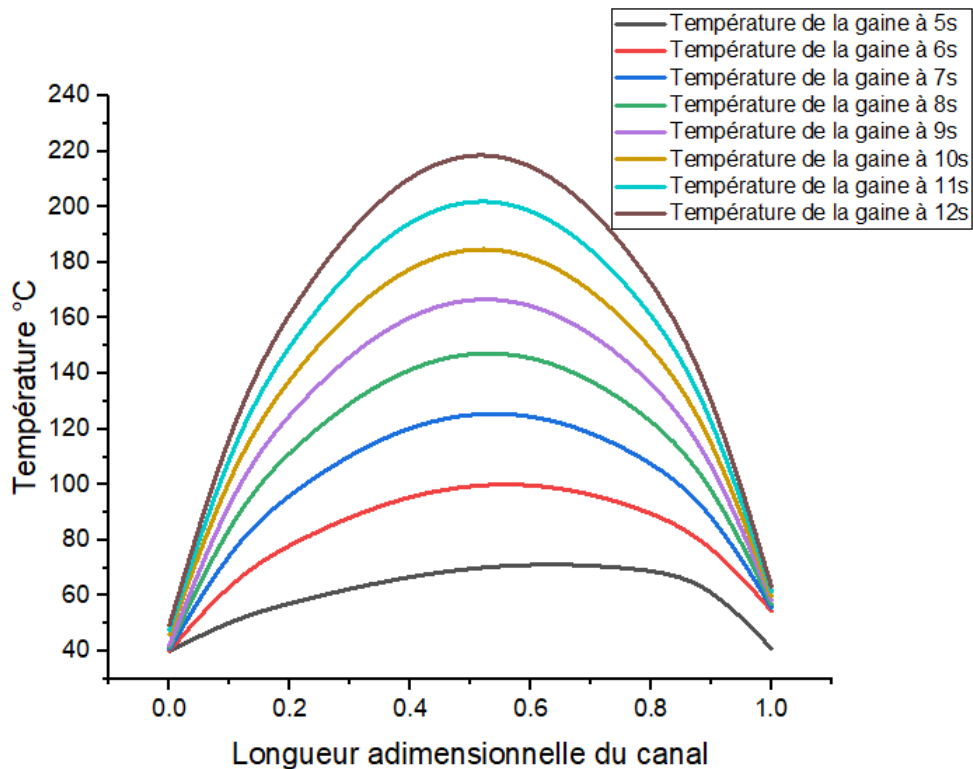


FIGURE 4.9 – Profil de la température de la gaine le long du canal pour une diminution de débit de 30%

D'après la figure (4.9), on remarque que la température de la gaine augmente avec le temps. A l'entrée du canal pour un temps de 5s la température est égale à 40.01 °C. A 6s, elle est égale à 40.23 °C. A 7s, elle atteint une valeur égale à 40.74 °C. Pour un temps de 8s elle est égale à 41.42 °C. A 9s, elle est égale à 42.17 °C. A 10s, on enregistre une température de 45.96 °C. A 11s, elle est égale à 47.65 °C et enfin à 12s elle est égale à 49.42 °C.

Concernant le pic de température, pour une longueur adimensionnelle de 0.67 du canal il est égal à 71.4 °C pour un temps de 5s. Ensuite les courbes de température de la gaine pour un pas de temps allant de 6s à 12s atteignent un pic à une longueur adimensionnelle égale à 0.56 de la longueur du canal tel qu'à 6s la température maximale est de 100.79 °C. A 7s, elle est de 126.56 °C. A 8s, elle vaut 148.49 °C. A 9s, elle est égale à 168.06 °C. A 10s, elle atteint une valeur égale à 186.21 °C. A 11s, elle est de 203.5 °C et enfin à 12s, elle est égale à 220.23 °C.

A la sortie du canal, la température de la gaine est égale à 40.92 °C pour un temps de 5s. Pour un temps de 6s, elle est de 54.54 °C. A 7s, elle est égale à 55.71 °C. A 8s, elle atteint une valeur égale à 56.97 °C. A 9s, elle est de 58.38 °C. A 10s, elle est égale à 59.9 °C. A 11s, elle atteint une valeur égale à 61.51 °C et enfin à 12s elle est égale à 63.21 °C.

La distribution de la température de la gaine en fonction du temps le long du canal pour une diminution de débit de 40% est montrée sur la figure (4.10)

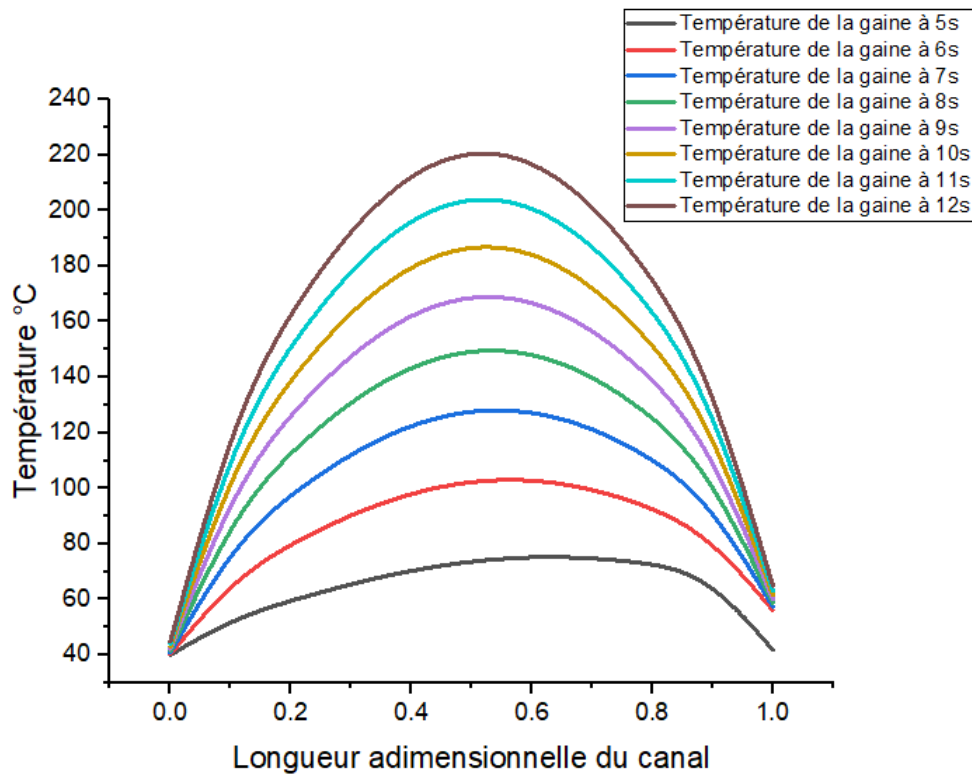


FIGURE 4.10 – Profil de la température de la gaine le long du canal pour une diminution de débit de 40%

D'après la figure (4.10), la température de la gaine à l'entrée du canal pour un temps de 5s est égale à 40.02 °C. A 6s, elle augmente et vaut 40.27 °C, puis à 7s, elle est égale à 40.8 °C. Pour un temps de 8s, elle est égale à 41.5 °C. A 9s, elle est égale à 42.23 °C, ensuite à 10s, elle atteint une valeur de 43.04 °C. A 11s, elle est égale à 43.89 °C et enfin à 12s, elle est égale à 44.77 °C.

A la sortie du canal, la température de la gaine enregistre une valeur de 41.83 °C à un temps de 5s. A 6s, la température de la gaine est égale à 56.1 °C, puis à un temps de 7s, elle atteint une valeur de 57.32 °C. Pour un temps de 8s, elle est égale à 58.61 °C, ensuite pour un temps de 9s, elle est égale à 60.03 °C. A 10s, elle atteint une valeur de 61.56 °C. A 11s, elle est égale à 63.18 °C et enfin à 12s, elle est égale à 64.88 °C.

Concernant la température maximale de la gaine, elle est égale à 75,48 °C pour un temps de 5s et une distance adimensionnelle de 0.67 du canal. Ensuite pour une distance adimensionnelle de 0.56 qui reste fixe pour les différents pas de temps allant de 6s à 12s, la température de la gaine égale à 103.77 °C à un temps de 6s. A 7s, elle est égale à 129.15 °C, puis à 8s, elle est égale à 150.85 °C. A 9s, elle atteint une valeur de 170.29 °C, ensuite à 10s, elle est égale à 188.36 °C. A 11s, elle est égale à 205.6 °C et enfin à 12s, elle est égale à 222.3 °C.

La distribution de température de la gaine en fonction du temps le long du canal pour une diminution de débit de 50% est montrée sur la figure (4.11)

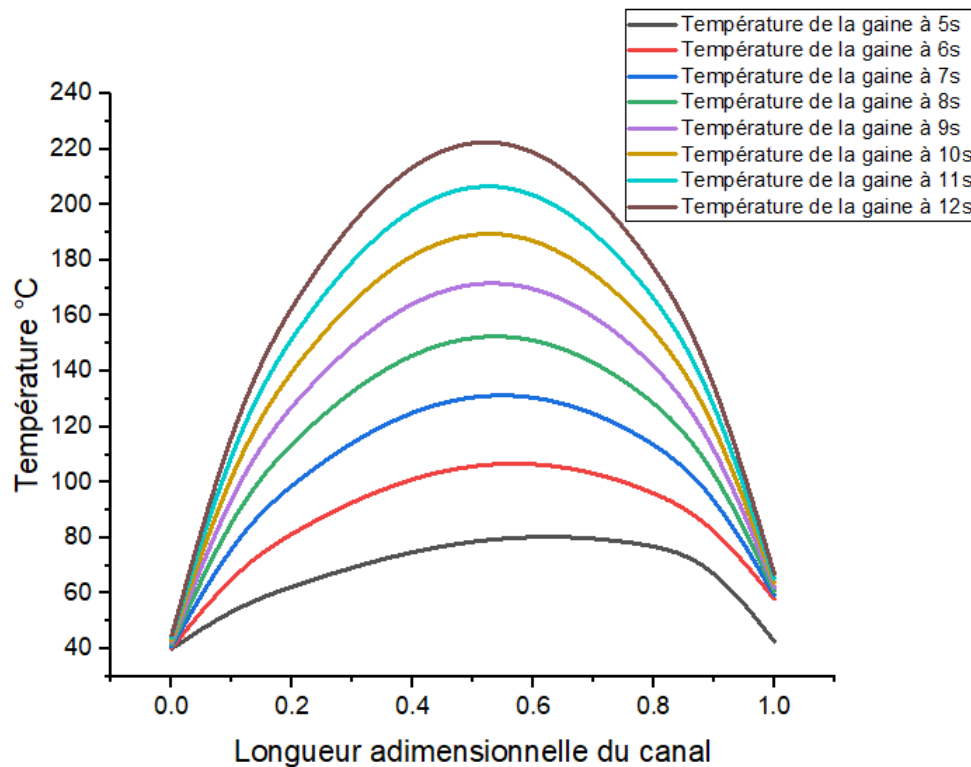


FIGURE 4.11 – Profil de la température de la gaine le long du canal pour une diminution de débit de 50%

D'après la figure (4.11), à l'entrée du canal la température de la gaine est égale à 40.03 °C pour un temps de 5s. A 6s, elle est égale à 40.31 °C. A 7s, elle est égale à 40.84 °C. A 8s elle est égale à 41.52 °C. A 9s, elle est égale à 42.27 °C. A 10s, elle est égale à 43.08 °C. A 11s, elle est égale à 43.93 °C. Enfin à 12s, la température de la gaine est égale à 44.78 °C.

Pour une longueur adimensionnelle de 0.67 du canal et pour un temps de 5s, la température maximale de la gaine est égale à 80.59 °C. La température de la gaine atteint sa valeur maximale pour un temps allant de 6s à 12s à une longueur adimensionnelle de 0.56 du canal. A 6s, la température maximale est de 107.54 °C. A 7s, elle est de 132.47 °C. A 8s, elle est de 153.93 °C. A 9s, elle est de 173.23 °C. A 10s, elle est de 191.21 °C. A 11s, elle est de 208.39 °C. A 12s, elle est de 224.39 °C.

La température de la gaine diminue ensuite à la sortie ou elle est égale à 42.73 °C pour un temps de 5s. Pour un temps de 6s, elle est égale à 57.94 °C. Ensuite pour un temps de 7s, elle est égale à 59.32 °C, puis pour un temps de 8s, elle est égale à 60.68 °C. A 9s, elle est égale à 62.13 °C. A un temps de 10s, elle est égale à 63.68 °C et pour un temps de 11s, elle est égale à 65.31 °C. Enfin à 12s, la température de la gaine à la sortie est égale à 66.96°C.

On récapitulant, les figures (4.9), (4.10) et (4.11) ont la même allure tel que plus le temps augmente plus la température de la gaine augmente en marquant un pic de température à une

longueur adimensionnelle de 0.56 de la longueur du canal quelques soit le taux de diminution de débit et pour chaque pas de temps allant de 6s à 12s. De plus, la température de la gaine augmente à chaque cas de diminution de débit.

Les températures de la gaine à l'entrée et sortie du canal pour différents pas de temps sont englobées sur le tableau (4.3), (4.4) respectivement.

TABLEAU 4.3 – Température de la gaine à l'entrée du canal en fonction du temps pour différentes diminutions de débit

Temps (s)	Diminution de débit de 30%	Diminution de débit de 40%	Diminution de débit de 50%
5	40.01 °C	40.02 °C	40.03 °C
6	40.23 °C	40.27 °C	40.31 °C
7	40.74 °C	40.8 °C	40.84 °C
8	41.42 °C	41.5 °C	41.52 °C
9	42.17 °C	42.23 °C	42.27 °C
10	45.96 °C	43.04 °C	43.08 °C
11	47.65 °C	43.89 °C	43.93 °C
12	49.42 °C	44.77 °C	44.78 °C

TABLEAU 4.4 – Température de la gaine à la sortie du canal en fonction du temps pour différentes diminutions de débit

Temps (s)	Diminution de débit de 30%	Diminution de débit de 40%	Diminution de débit de 50%
5	40.92 °C	41.83 °C	42.73 °C
6	54.54 °C	56.1 °C	57.94 °C
7	55.71 °C	57.32 °C	59.32 °C
8	56.97 °C	58.61 °C	60.68 °C
9	58.38 °C	60.03 °C	62.13 °C
10	59.9 °C	61.56 °C	63.68 °C
11	61.51 °C	63.18 °C	65.31 °C
12	63.21 °C	64.88 °C	66.96 °C

Les températures maximales de la gaine le long du canal pour différents pas de temps à partir du début du régime transitoire sont regroupées sur le tableau 4.5.

TABLEAU 4.5 – Température maximal de la gaine le long du canal en fonction du temps pour différentes diminutions de débit

Temps (s)	Diminution de débit de	Diminution de débit de	Diminution de débit de
	30%	40%	50%
5	71.4°C	75.48 °C	80.59 °C
6	100.79 °C	103.77 °C	107.54 °C
7	126.56 °C	129.15 °C	132.47 °C
8	148.49 °C	150.85 °C	153.93 °C
9	168.06 °C	170.29 °C	173.23 °C
10	186.21 °C	188.36 °C	191.21 °C
11	203.5 °C	205.60 °C	208.39 °C
12	220.23 °C	222.30 °C	224.39 °C

D'après le tableau 4.5, on remarque que plus le débit diminue plus la température augmente avec une valeur d'environ 2°C pour chaque 10% de diminution de débit. A 12s, et pour une diminution de débit de 30% la température de la gaine est de 220.23°C, pour une diminution de 40% elle est de 222.30 °C et pour une diminution de 50%, elle est de 224.39 °C.

L'évolution de la température de la gaine et du fluide de refroidissement en fonction du temps pour des diminutions de débit de 30%, 40% et 50% est montrée sur les figures (4.12), (4.13) et (4.14) respectivement où la température est prise en un point donnée de la longueur adimensionnelle du canal correspondant au pic atteint à 12s c'est à dire à une distance adimensionnelle de 0.56 de la longueur du canal.

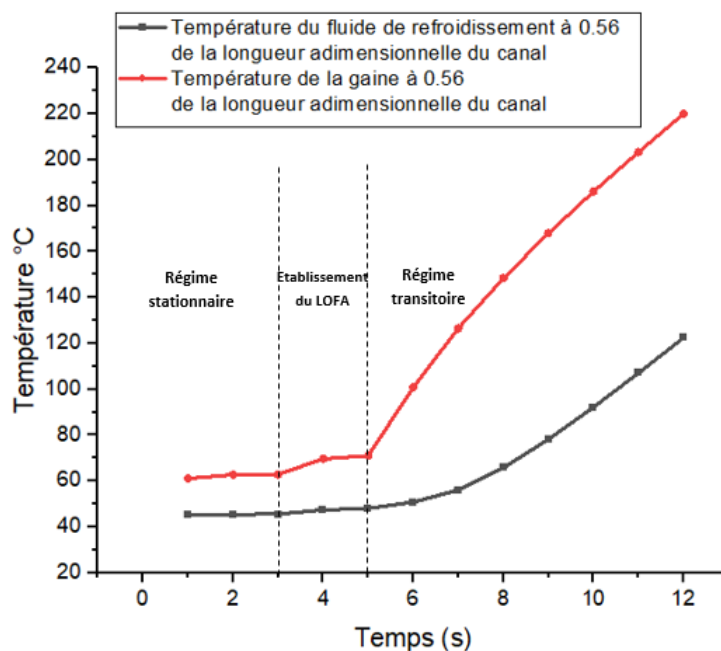


FIGURE 4.12 – Profil de la température de la gaine le long du canal pour une diminution de débit de 30%

D'après la figure (4.12), on remarque que durant les deux premières secondes la température est constante et égale à 46°C pour le fluide de refroidissement et 63°C pour la gaine, marquant ainsi un régime stationnaire. Durant les deux secondes qui suivent on observe une légère augmentation de la température. Le transitoire débute à partir de la 5^{ème} seconde où la température du fluide de refroidissement augmente de 67.44 °C, elle passe de 55.04 °C à 128.48°C et celle de la gaine augmente de 148.83 °C, elle passe 71.4°C à 220.23°C.

A noter qu'on a laissé passer 2 secondes entre 3s et 5s avant de commencer la récolte des résultats. Ceci a été fait pour laisser s'établir le LOFA.

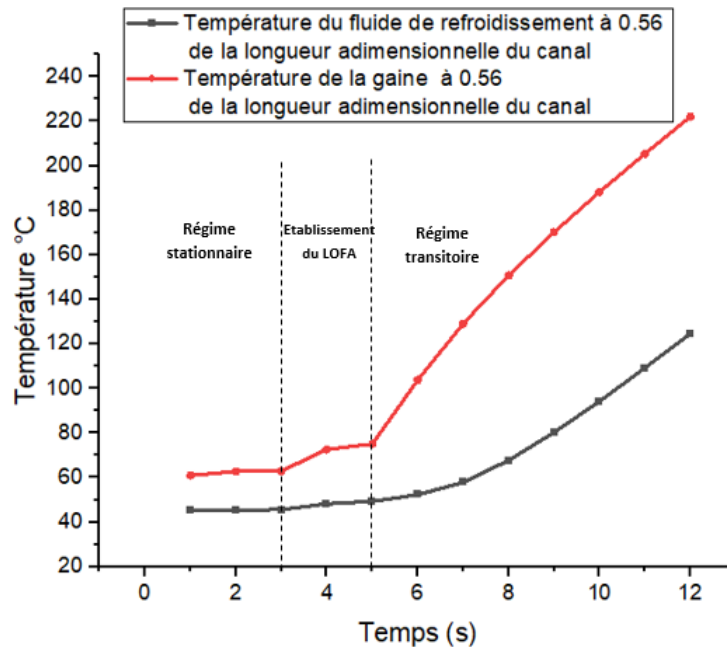


FIGURE 4.13 – Profil de la température de la gaine le long du canal pour une diminution de débit de 40%

Selon la figure (4.13), la température de la gaine et du fluide de refroidissement est constante pendant les deux premières secondes correspondant au régime stationnaire, avec une valeur de 46°C et 63°C respectivement. Une légère variation de la température est observée durant les deux secondes qui suivent, ensuite à partir de la 5^{ème} seconde commence le transitoire où la température du fluide de refroidissement enregistre une différence de 67.84 °C, elle passe de 57.02 °C à une valeur de 124.86 °C. La température de la gaine augmente de 146.82 °C, de 75.48 °C à 222.30 °C.

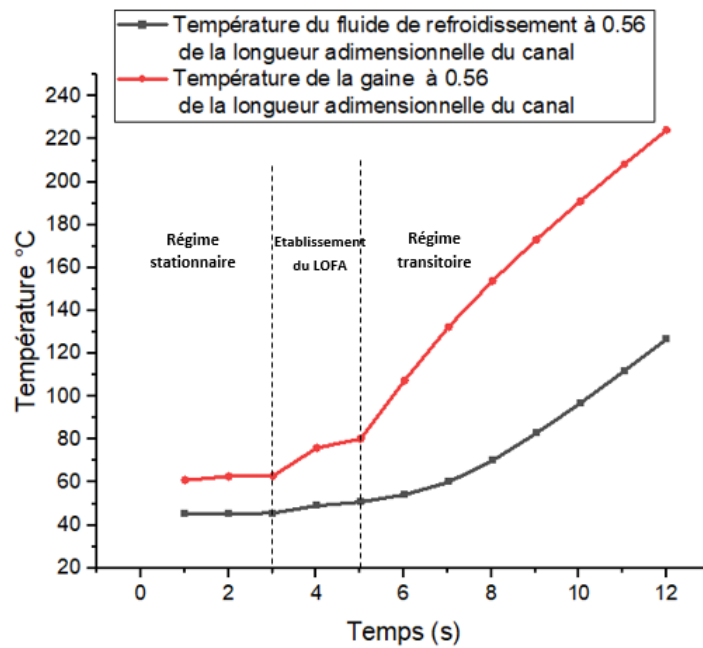


FIGURE 4.14 – Profil de température en fonction du temps pour une diminution de débit de 50%

Durant les deux premières secondes, le régime est stationnaire telle que la température du fluide de refroidissement et celle de la gaine restent constantes avec une valeur de 46°C et 63°C respectivement. Ensuite une légère augmentation a eu lieu pendant les 2s qui ont suivi. A partir de la 5^{ème} seconde commence le transitoire où la température du fluide de refroidissement enregistre une différence de 67.35 °C, elle passe de 59.42 °C à 126.77 °C. La température de la gaine augmente de 143.8 °C, elle est passée de 80.59 °C à 224.39 °C.

Globalement, selon les figures (4.12), (4.13) et (4.14) on distingue trois paliers de variation de la température. Durant les deux premières secondes, le régime est stationnaire et les températures du fluide de refroidissement et de la gaine sont respectivement 46°C et 63°C. Pendant les deux secondes qui ont suivi on a imposé une diminution de débit d'un taux de 30%, 40% et 50%, on observe ainsi une légère augmentation de la température. A partir de la 5^{ème} seconde le transitoire débute où on observe une augmentation rapide de la température de la gaine par rapport à celle du fluide de refroidissement avec une allure linéaire.

Pour une diminution de débit de 30%, on remarque que le début de l'ébullition nucléée est atteint après une période de 11.9s. Pour une diminution de débit de 40% le début de l'ébullition nucléée est atteint après une période de 11.7s, et pour une diminution de débit de 50% le début de l'ébullition nucléée est atteint après une période de 11.5s.

4.4 Conclusion

Dans ce chapitre, on a étudié un accident LOFA de 7s pour différents cas de diminutions de débit où on a observé qu'à un temps de 7s depuis le début du transitoire la température du fluide de refroidissement dépasse les 120°C ce qui entraîne l'apparition de bulles d'air.

Plus précisément, plus le débit diminue plus le temps correspondant au phénomène d'ONB diminue mais avec un très faible écart tel que pour une diminution de débit de 30%, on remarque que le début de l'ébullition nucléée est atteint après une période de 6.9s depuis le début du transitoire. Pour une diminution de débit de 40%, le début de l'ébullition nucléée est atteint après une période de 6.7s depuis le début du transitoire, et pour une diminution de débit de 50%, le début de l'ébullition nucléée est atteint après une période de 6.5s du début du transitoire.

On peut voir au travers des résultats obtenus qu'ils soient numériques (courbes) ou visuels (contours) que les calculs CFD qu'on a effectué sont un outil puissant pour suivre un accident du type LOFA. Il devient très facile de retrouver le point le plus chaud de la gaine selon les trois dimensions de l'espace, ceci peut aider à renforcer les mécanismes de transfert dans cette partie de la gaine.

Chapitre 5

**Simulation numérique en tridimensionnel
à l'état transitoire avec protection d'un
canal du cœur d'un réacteur nucléaire de
recherche**

5.1 Introduction

Après arrêt d'un réacteur nucléaire, la réaction en chaîne s'arrête rapidement suite à l'insertion des barres de contrôles. Cependant, le réacteur nucléaire continue à s'échauffer due à la présence de ce qu'on appelle la chaleur résiduelle. Cette dernière, doit être évacuée sinon le réacteur nucléaire s'échauffera et compromettra les systèmes de confinement (barrières de sûreté nucléaire), libérant ainsi des particules radioactives dans l'environnement.

Dans ce chapitre on établira une simulation en régime transitoire dans le cas d'un fonctionnement accidentel protégé en considérant deux types d'accidents, un accident de perte de débit rapide (FLOFA) et un accident de perte de débit lent (SLOFA).

5.2 Analyse d'un accident de perte de débit de type FLOFA et SLOFA

Dans ce qui suit on effectuera une simulation d'un accident de perte de débit rapide (FLOFA) et d'un accident de perte de débit lent (SLOFA) tel que le débit décroît d'une façon exponentielle, décrit par la relation suivante :

$$G(t) = G_0 \exp\left(\frac{-t}{T}\right) \quad (5.1)$$

Où T est la constante de décroissance de l'écoulement du fluide de refroidissement (elle est égale à 2.2 s pour le FLOFA et 25s pour le SLOFA, $G(t)$ est le débit à un moment donné t et G_0 est le débit initial.

Dans cette étude, on suppose que l'arrêt d'urgence du réacteur nucléaire se produit lorsque le débit du fluide de refroidissement diminue à 80 % de sa valeur initiale. Les barres de contrôle sont insérées dans le cœur après un délai de 0,25 s depuis le début du déclenchement.

5.2.1 Conditions aux limites

Pour le FLOFA, la vitesse est d'abord égale à 0.94 m/s pendant 4s marquant un régime stationnaire ensuite elle diminue exponentiellement avec $T= 2.2s$ selon la relation (5.1). Cette condition est introduite par un UDF dont le script est montré sur la figure 5.1


```
31 DEFINE_PROFILE(profil_vitesse,t,i)
32 {
33     real vitesse;
34     real temps;
35     face_t f;
36
37     temps = CURRENT_TIME;
38
39     if((temps>=0)&&(temps<4))
40     {
41         vitesse=0.94;
42     }
43     if(temps>=4)
44     {
45         vitesse=0.94*exp(-(temps-4)/2.2);
46     }
47     begin_f_loop(f,t)
48     {
49         F_PROFILE(f,t,i)=vitesse;
50     }
51     end_f_loop(f,t)
52 }
53 }
```

FIGURE 5.1 – UDF sur la vitesse d'entrée dans le cas d'un accident FLOFA

Le flux de chaleur suit une équation sinusoïdale donné par le modèle (El-Wakil, 1971)

$$q(z) = 357453354 \times \cos\left(\frac{\pi z}{0.775}\right)$$

Cependant dans ce cas on a pris $F_A = 1.304$ et $F_R = 2.108$

Après une durée de 7.79 s correspondant au moment où le débit atteint 80% de sa valeur initial calculée avec la formule (5.1) avec un délai de 0.25s, le flux de chaleur décroît suivant la formule de Way-Wigner donné par :

$$P(t) = 24283788.43(t^{-0.2} - (t + 86400)^{-0.2}) \quad (5.2)$$

Cette condition est introduite à l'aide d'un UDF dont le script est montré sur la figure 5.2

```
1 # include "udf.h"
2
3 DEFINE_PROFILE(profil_flux_de_chaleur, mur , q)
4 {
5     face_t f;
6     real x[ND_ND];
7     real temps;
8     temps = CURRENT_TIME;
9
10    if((temps>=0)&&(temps<7.79))
11    {
12        begin_f_loop(f, mur)
13        {
14            F_CENTROID(x, f, mur);
15            F_PROFILE(f, mur , q) = 357114535.7*cos((3.14/0.775)*x[0]);
16        }
17    }
18    end_f_loop(f, mur)
19 }
20 if(temps>=7.79)
21 {
22     begin_f_loop(f, mur)
23     {
24         F_CENTROID(x, f, mur);
25         F_PROFILE(f, mur , q) = 24283788.43*(pow(temps,(-0.2))-(pow((temps+86400),(-0.2))));
26     }
27 }
28 end_f_loop(f, mur)
29 }
30 }
```

FIGURE 5.2 – UDF sur le flux de chaleur dans le cas d'un accident FLOFA

Dans le cas d'un SLOFA, la vitesse est constante et égale à 0.94 m/s pendant les quatre première seconde puis décroît exponentiellement avec $T=25s$.

Cette condition est introduite par un UDF dont le script est montré sur la figure (5.3)

```
31 DEFINE_PROFILE(profil_vitesse,t,i)
32 {
33     real vitesse;
34     real temps;
35     face_t f;
36
37     temps = CURRENT_TIME;
38
39     if((temps>=0)&&(temps<4))
40     {
41         vitesse=0.94;
42     }
43     if(temps>=4)
44     {
45         vitesse=0.94*exp(-(temps-4)/25);
46     }
47     begin_f_loop(f,t)
48     {
49         F_PROFILE(f,t,i)=vitesse;
50     }
51     end_f_loop(f,t)
52 }
53 }
```

FIGURE 5.3 – UDF sur la vitesse d'entrée dans le cas d'un accident SLOFA

Le flux de chaleur suit la formule de Way-Wigner (5.2) après 44.5s, introduite avec un UDF dont le script est le suivant :

```
1  # include "udf.h"
2
3  DEFINE_PROFILE(profil_flux_de_chaleur, mur , q)
4  {
5      face_t f;
6      real x[ND_ND];
7      real temps;
8      temps = CURRENT_TIME;
9
10     if((temps>=0)&&(temps<44.5))
11     {
12         begin_f_loop(f, mur)
13         {
14             F_CENTROID(x, f, mur);
15             F_PROFILE(f, mur , q) = 357114535.7*cos((3.14/0.775)*x[0]);
16         }
17         end_f_loop(f, mur)
18     }
19
20     if(temps>=44.5)
21     {
22         begin_f_loop(f, mur)
23         {
24             F_CENTROID(x, f, mur);
25             F_PROFILE(f, mur , q) = 24283788.43*(pow(temps,(-0.2))-(pow((temps+86400),(-0.2))));
26         }
27         end_f_loop(f, mur)
28     }
29 }
30 }
```

FIGURE 5.4 – UDF sur le flux de chaleur dans le cas d'un accident SLOFA

5.3 Résultats et interprétation

Dans ce qui suit nous présentons les résultats obtenus pour une simulation en régime transitoire protégé établie sur Ansys Fluent. Les résultats sont présentés sous forme de contours de températures de la gaine et du fluide de refroidissement sur le plan (xz) et de profils de température de la gaine et du fluide de refroidissement à chaque pas de temps, ainsi que des profils de température de la vitesse et de la puissance du réacteur nucléaire en fonction du temps.

5.3.1 Résultats et interprétation pour le cas d'un FLOFA

La figure (5.5) montre les contours de température du fluide de refroidissement sur le plan à chaque pas de temps allant de 1s à 20s.

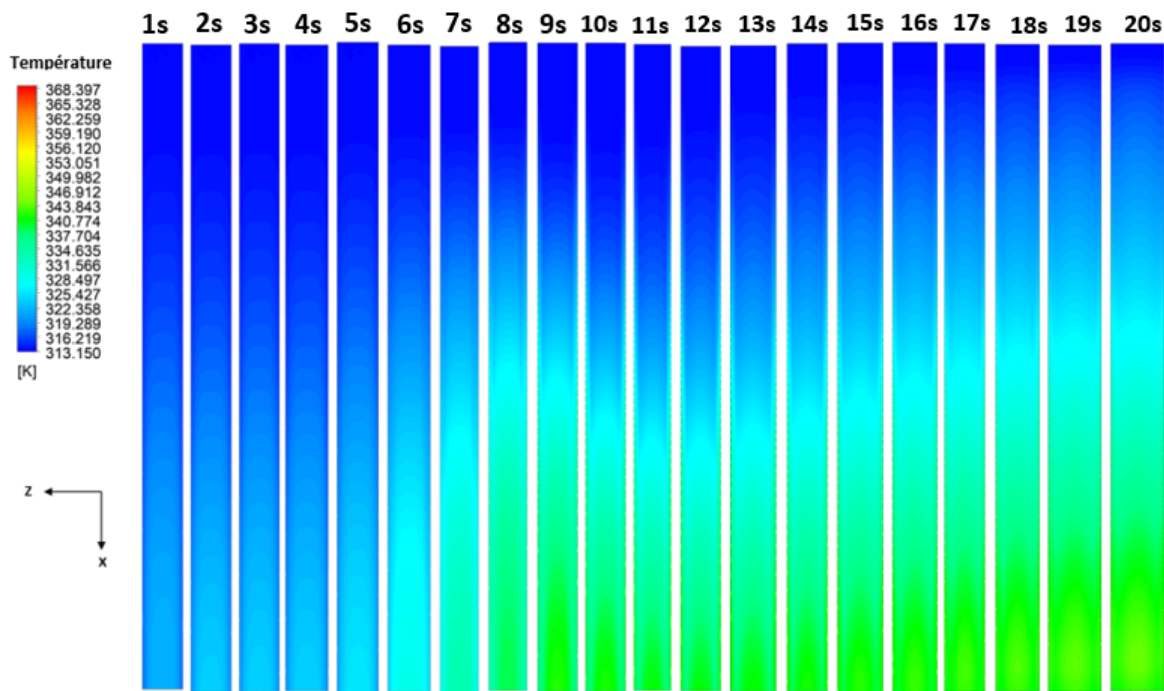


FIGURE 5.5 – Contours de température du fluide de refroidissement sur le plan à chaque pas de temps

On observe d'après la figure (5.5) que pendant les 4 premières secondes la température du fluide de refroidissement se stabilise marquant un régime stationnaire, ensuite elle augmente jusqu'à 8s et puis elle diminue jusqu'à 12s pour augmenter ensuite de nouveau jusqu'à la fin du temps de calcul correspondant à 20s.

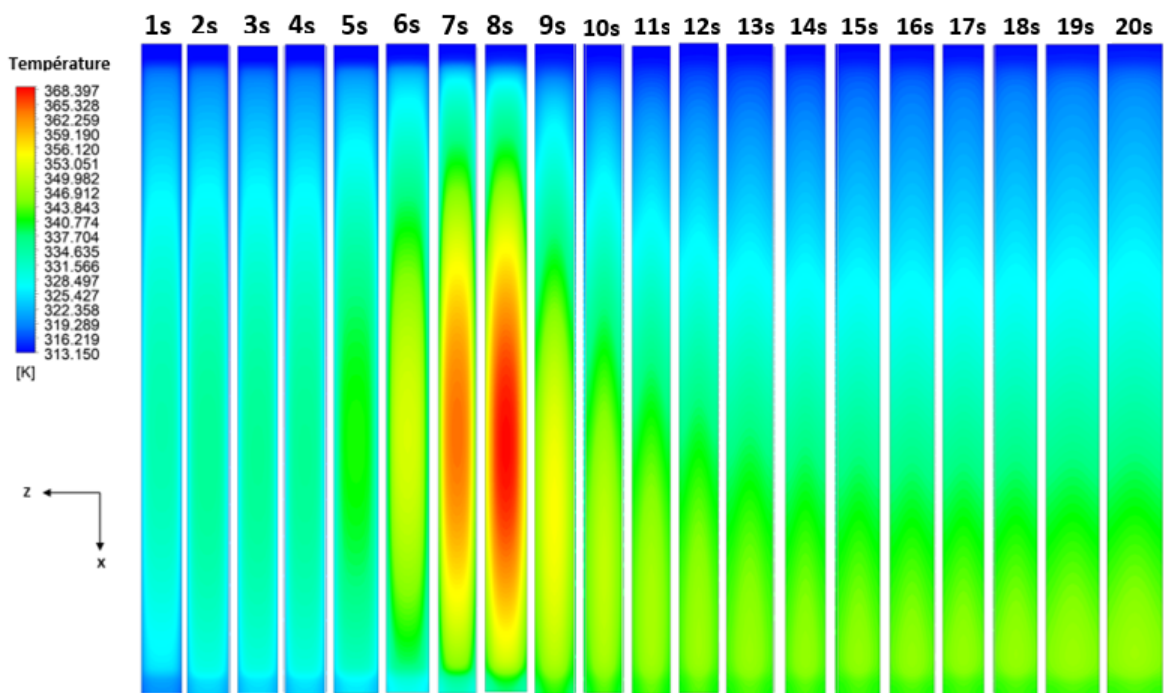


FIGURE 5.6 – Contours de température de la gaine sur le plan à chaque pas de temps

D'après la figure (5.6), on observe que la température de la gaine se stabilise durant les 4 premières secondes correspondant à un régime stationnaire. Elle augmente ensuite jusqu'à atteindre un pic à 8s et puis diminue jusqu'à 17s, puis elle enregistre une légère augmentation jusqu'à la fin du temps de calcul correspondant à 20s.

La puissance du réacteur nucléaire et la vitesse du fluide de refroidissement à l'entrée du canal dans le cas d'un accident de perte de débit rapide sont montrées sur la figure (5.7)

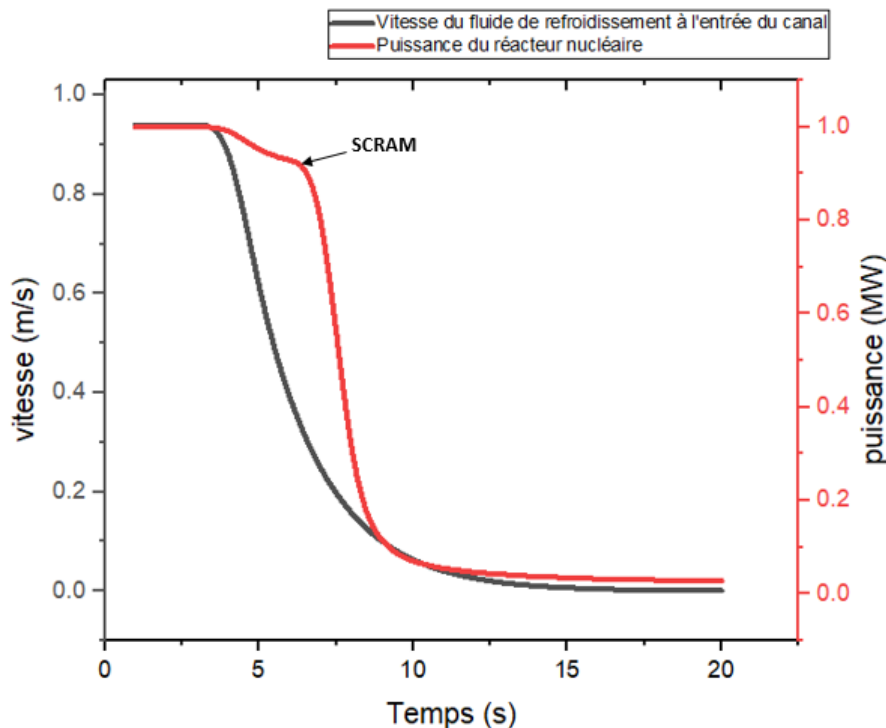


FIGURE 5.7 – Puissance du réacteur nucléaire et vitesse du fluide de refroidissement à l'entrée du canal en fonction du temps dans le cas d'un FLOFA

Selon la figure (5.7), on remarque que durant les 4 premières secondes la vitesse et la puissance du réacteur nucléaire restent constantes avec une valeur de 0.94 m/s et 1MW respectivement. La vitesse décroît ensuite exponentiellement avec une constante de temps égale à 2.2 s, quand le débit atteint 80% de sa valeur initiale c'est à dire après un temps de 3.54 s depuis le début du transitoire (plus un délai de 0.25 s), les plaques de contrôles sont insérées dans le cœur du réacteur nucléaire et on observe ainsi une chute rapide de la puissance du réacteur nucléaire.

La figure (5.8) représente la variation de température du fluide de refroidissement et de la gaine en fonction du temps, pris à une distance adimensionnelle de 0.56 de la longueur du canal à chaque pas de temps.

On observe d'après la figure (5.8), une augmentation de la température du fluide de refroidissement et de la gaine après le régime stationnaire c'est à dire à partir de 4s, d'une valeur de 63°C jusqu'à 95.09 °C pour la gaine et d'une valeur de 46°C jusqu'à 56.05°C pour le fluide de refroidissement. Cette augmentation est dû à la perte de débit du fluide de refroidissement. À

mesure que le débit atteint 80 % de sa valeur initiale et que les plaques de contrôle sont insérées dans le cœur du réacteur nucléaire, la production d'énergie diminue fortement entraînant ainsi une baisse des températures du fluide de refroidissement jusqu'à une valeur de 51.59 °C à un temps de 12 s et une baisse de la température de la gaine jusqu'à une valeur de 61.37° C après un temps de 17s. Cependant on remarque qu'au fur et à mesure que le taux de production de chaleur adopte le mécanisme de la chaleur résiduelle, les températures augmentent de nouveau tel que la température du fluide de refroidissement atteint une valeur de 58.36°C à la fin du temps de calcul correspondant à 20s. Quand à la température de la gaine, elle augmente légèrement jusqu'à une valeur de 62°C à la fin du temps de calcul.

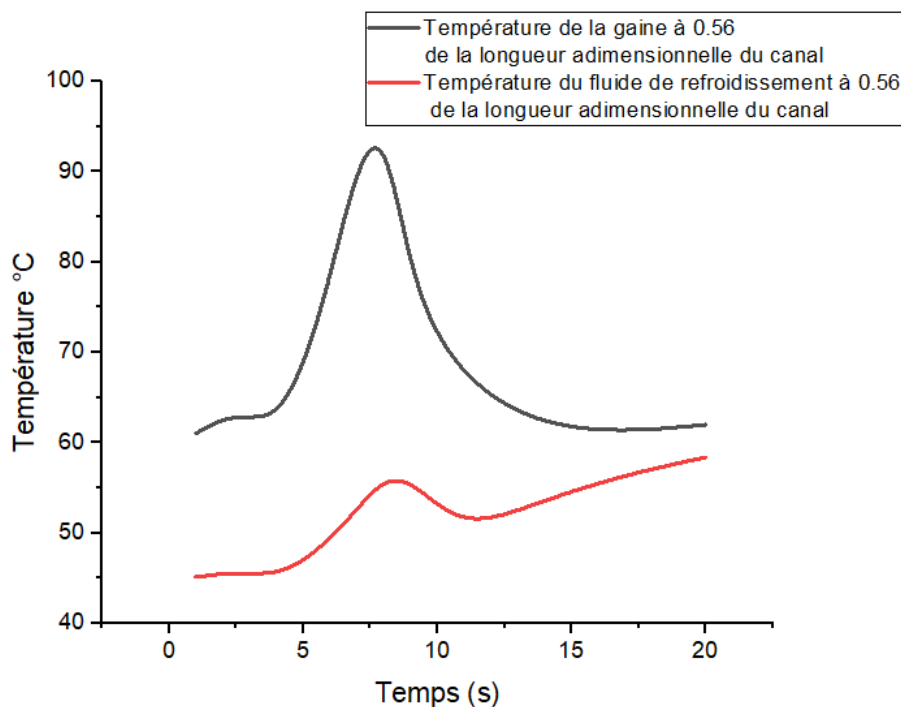


FIGURE 5.8 – Profil de température de la gaine et du fluide de refroidissement en fonction du temps dans le cas d'un FLOFA

5.3.2 Résultats et interprétation pour le cas d'un SLOFA

La figure (5.9) montre les contours de température du fluide de refroidissement sur le plan de 4s à 60s avec un pas de temps de 2s.

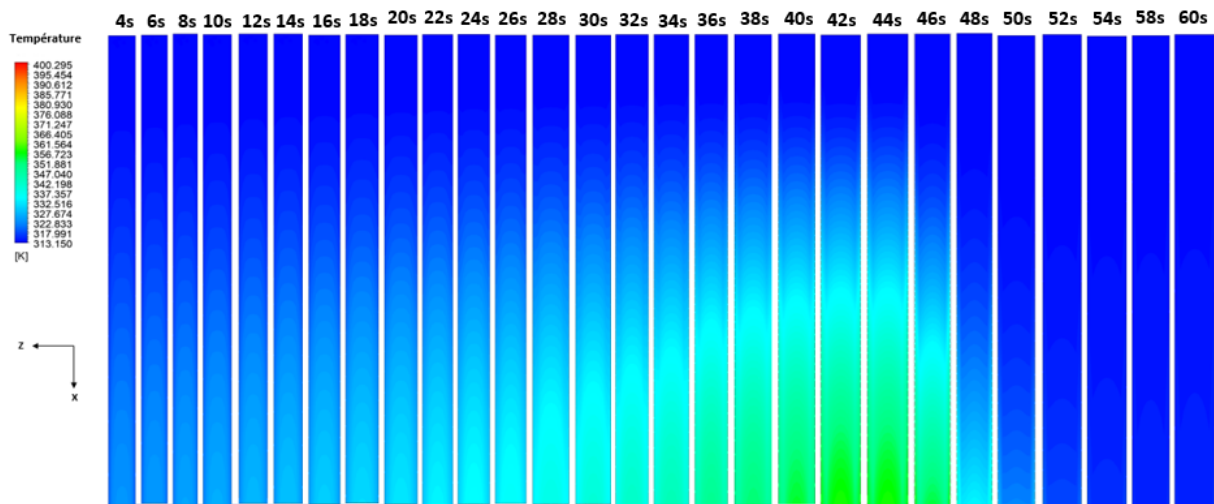


FIGURE 5.9 – Contours de température du fluide de refroidissement sur le plan à chaque pas de temps

D'après la figure (5.9), on observe une augmentation de la température du fluide de refroidissement jusqu'à 44s, cela est due à la diminution de débit causé par l'accident SLOFA. Après l'arrêt d'urgence du réacteur nucléaire, la température diminue de sa valeur maximale. Ensuite elle augmente de nouveau, suite à la présence de la chaleur résiduelle.

La figure (5.10) montre les contours de température de la gaine sur le plan à chaque pas de temps allant de 4s à 60s avec un pas de temps de 2s.

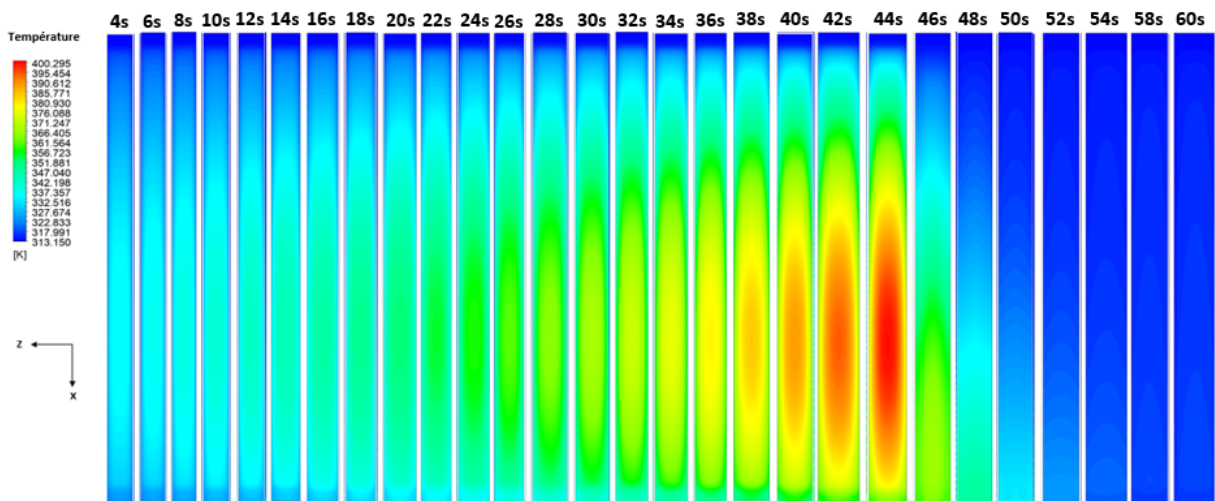


FIGURE 5.10 – Contours de température de la gaine sur le plan à chaque pas de temps

Le développement de la température de la gaine est similaire à celui du fluide de refroidissement. En effet, d'après la figure (5.10) on observe une augmentation de la température de la gaine due à la diminution de débit. Ensuite, après arrêt du réacteur nucléaire, la température de la gaine diminue jusqu'à ce qu'elle augmente à nouveau suite à l'effet de la chaleur résiduelle.

La puissance du réacteur nucléaire et la vitesse du fluide de refroidissement à l'entrée du canal dans le cas d'un accident de perte de débit lent sont montrées sur la figure (5.11)

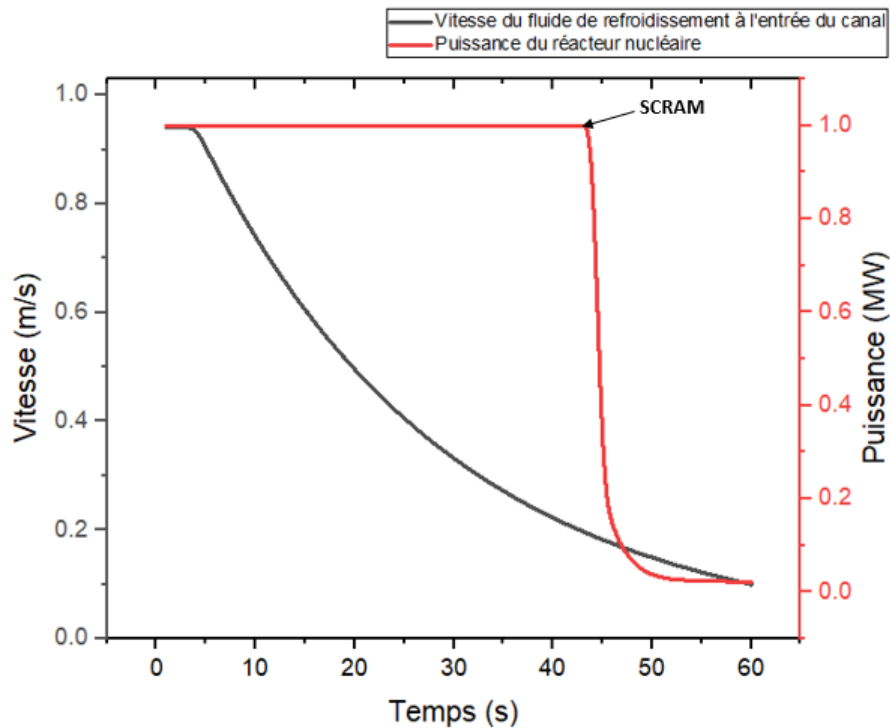


FIGURE 5.11 – Puissance du réacteur nucléaire et vitesse du fluide de refroidissement à l'entrée du canal en fonction du temps dans le cas d'un SLOFA

La variation de température de la gaine et du fluide de refroidissement à une longueur adimensionnelle de 0.56 du canal en fonction du temps est montrée sur la figure (5.12)

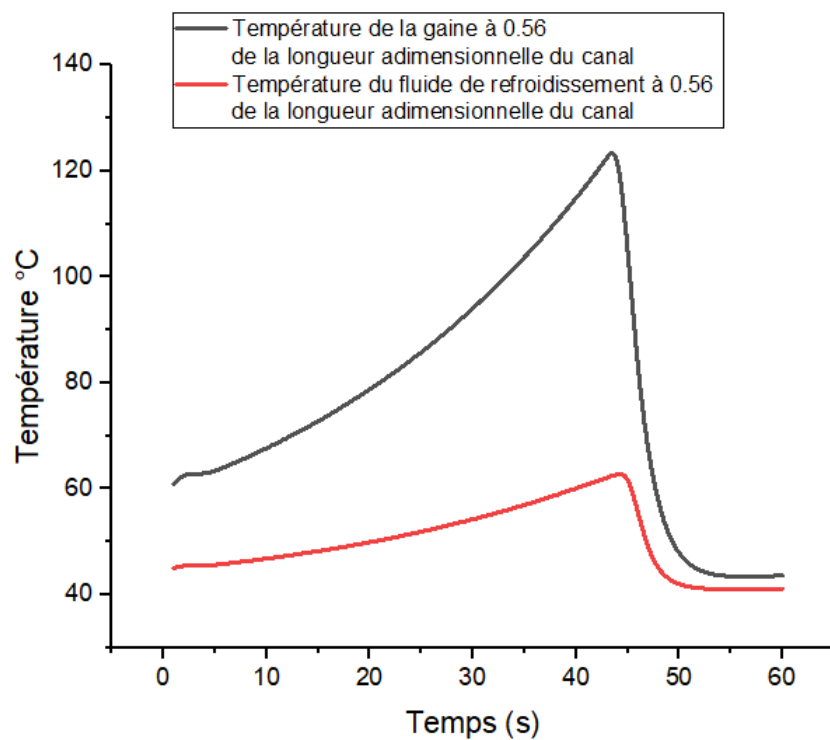


FIGURE 5.12 – Profil de température de la gaine et du fluide de refroidissement en fonction du temps dans le cas d'un SLOFA

Ce scénario est presque identique au scénario précédent, mais la constante de temps pour la réduction du débit est de 25s.

D'après les figures (5.11) et (5.12), on observe qu'après que le transitoire se produise c'est à dire à partir de 4s, la puissance du réacteur nucléaire reste la même tandis que la température de la gaine et du fluide de refroidissement augmentent en raison de la diminution de débit. La température de la gaine passe d'une valeur de 63 °C en régime stationnaire à une valeur de 125.15 °C à environ 44s, la température du fluide de refroidissement passe d'une valeur de 46°C à une valeur de 62.88 °C. Ensuite, quand le débit atteint 80% de sa valeur initial et après un délai de 0.25s, les barres de contrôles s'insèrent dans le cœur du réacteur nucléaire entraînant une chute de puissance du réacteur nucléaire causant ainsi la réduction de la température de la gaine et du fluide de refroidissement. Pour ce dernier, la température diminue jusqu'à une valeur de 41.05 °C à 56s et pour la gaine, la température diminue jusqu'à une valeur de 43.48 °C à 56s.

Les températures augmentent à nouveau suite à la chaleur résiduelle. A 60s, la température de la gaine augmente jusqu'à une valeur de 43.62°C et celle du fluide de refroidissement augmente jusqu'à une valeur de 41.1 °C.

Étant donné que les températures de la gaine et du fluide de refroidissement n'augmentent que légèrement suite à la chaleur résiduelle, on a décidé de lancer une autre simulation avec un temps de calcul plus long pour mieux visualiser la hausse de température causée par la chaleur résiduelle dans le réacteur nucléaire.

Le temps de calcul dans le cas d'un accident FLOFA a été étendu jusqu'à 30s et celui correspondant à un accident SLOFA a été étendu jusqu'à 100s.

De plus, dans le but d'évacuer cette chaleur et d'éviter ainsi tout dommage sur le réacteur nucléaire, on a réalisé une simulation en imposant un refroidissement de 20% du débit initial à un temps de 12s correspondant au début de l'effet de la chaleur résiduelle pour le FLOFA et à un temps de 56s pour le SLOFA.

La variation de température de la gaine et du fluide de refroidissement dans le cas d'un FLOFA, avec et sans refroidissement de la chaleur résiduelle est montrée sur les figures (5.13) et (5.14)

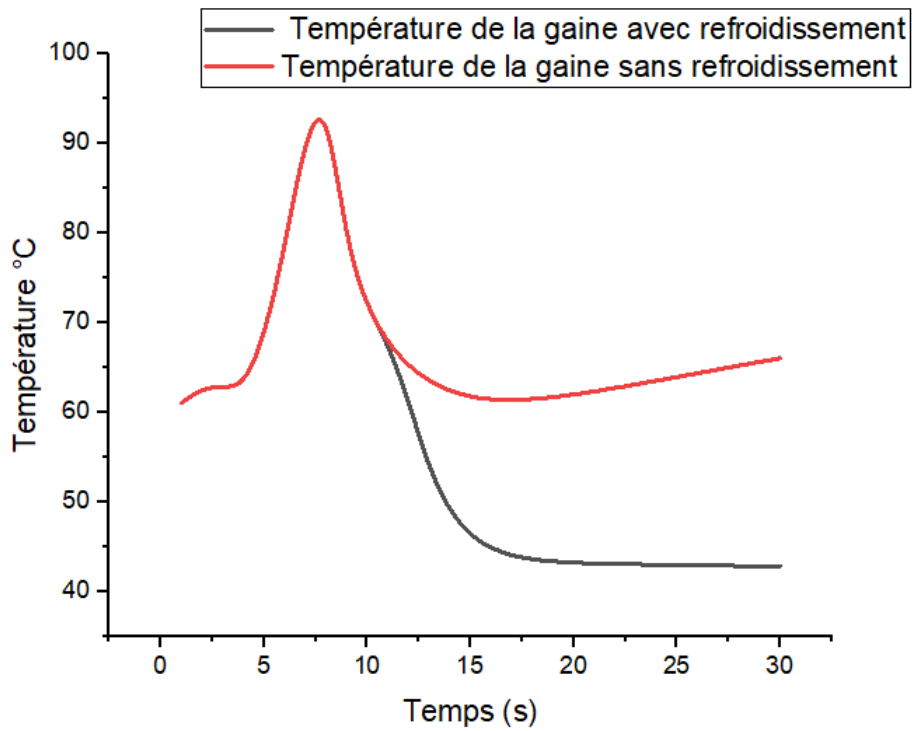


FIGURE 5.13 – Profil de température de la gaine avec et sans refroidissement de la chaleur résiduelle dans le cas d'un FLOFA

On remarque selon la figure (5.13) qu'à 12 s la température de la gaine est de 65.18 °C. Elle augmente suite à la chaleur résiduelle jusqu'à 66.03 °C à 30s. Cependant quand on refroidit avec un débit de 20% de la valeur initiale, on observe une diminution de la température de la gaine jusqu'à une valeur de 42.8 °C.

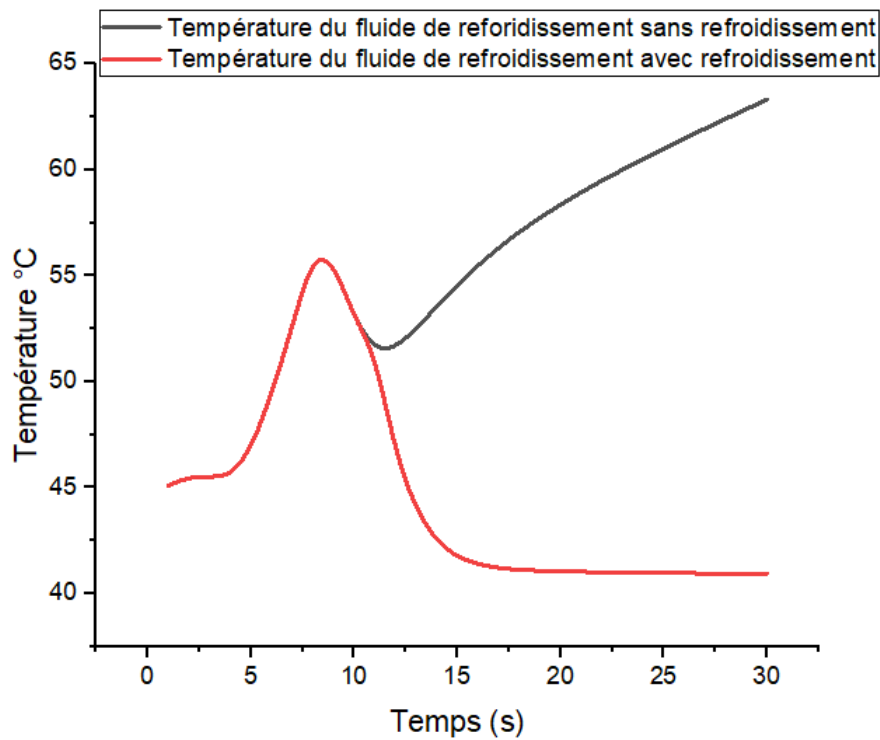


FIGURE 5.14 – Profil de température du fluide de refroidissement avec et sans refroidissement de la chaleur résiduelle dans le cas d'un FLOFA

On remarque selon la figure (5.14) qu'à 12s la température du fluide de refroidissement est de 51.59 °C. Elle augmente suite à la chaleur résiduelle jusqu'à 63.31 °C à 30s. Cependant quand on refroidit avec un débit de 20% de la valeur initiale, on observe une diminution de la température du fluide de refroidissement jusqu'à une valeur de 40.93 °C.

La variation de température de la gaine et du fluide de refroidissement dans le cas d'un SLOFA, avec et sans refroidissement de la chaleur résiduelle est montrée sur les figures (5.16) et (5.15) respectivement.

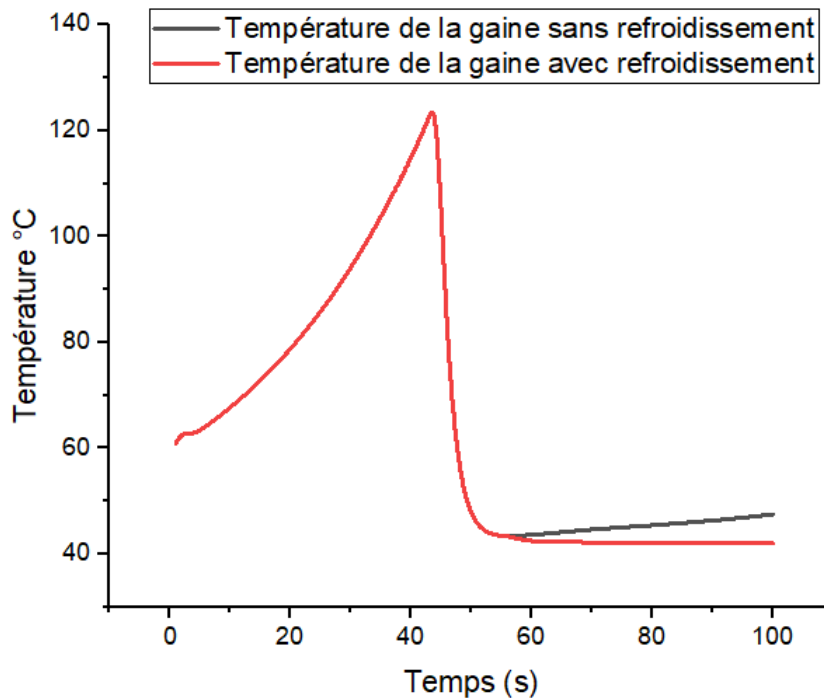


FIGURE 5.15 – Profil de température de la gaine avec et sans refroidissement de la chaleur résiduelle dans le cas d'un SLOFA

On remarque selon la figure (5.15) qu'à 56s la température de la gaine est de 43.48 °C. Elle augmente suite à la chaleur résiduelle jusqu'à 47.5 °C à 100s. Cependant quand on refroidit avec un débit de 20% de la valeur initiale, on observe une diminution de la température de la gaine jusqu'à une valeur de 42.03 °C.

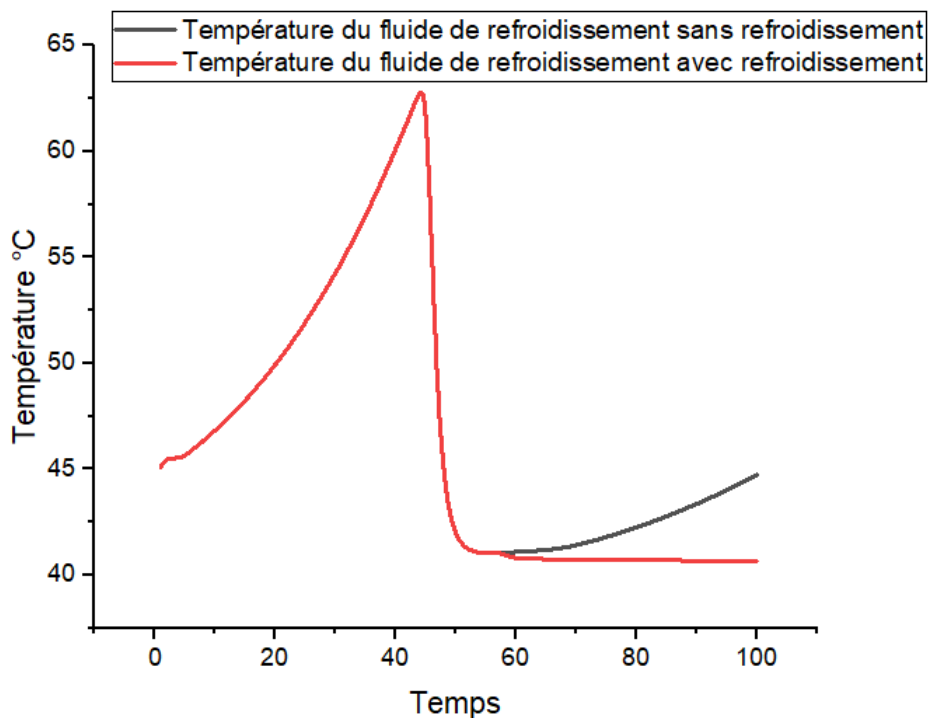


FIGURE 5.16 – Profil de température du fluide de refroidissement avec et sans refroidissement de la chaleur résiduelle dans le cas d'un SLOFA

On remarque selon la figure (5.15) qu'à 56s la température du fluide de refroidissement est de 41.05 °C. Elle augmente suite à la chaleur résiduelle jusqu'à 44.74 °C à 100s. Cependant quand on refroidit avec un débit de 20% de la valeur initiale, on observe une diminution de la température du fluide de refroidissement jusqu'à une valeur de 40.67 °C.

5.4 Conclusion

Dans cette étude, on a réalisé des simulations CFD pour deux scénarios d'accidents de perte de débit du fluide de refroidissement. Le premier scénario correspond à un accident de perte de débit rapide du fluide de refroidissement FLOFA, dont lequel l'écoulement décroît exponentiellement avec une constante de temps de 2.2s. Dans le second scénario qui correspond à un accident de perte de débit lent SLOFA, la constante de temps est prise égale à 25s. On suppose dans ces scénarios que lorsque le débit atteint 80% de sa valeur initiale, les plaques de contrôle s'insère avec un retard de 0.25s dans le cœur du réacteur nucléaire entraînant l'arrêt de se dernier et causant ainsi la chute brusque de la production de chaleur suivie ensuite par un échauffement due à la chaleur résiduelle du réacteur nucléaire.

Dans le cas d'un FLOFA, la température du fluide de refroidissement augmente jusqu'à atteindre une valeur de 56.05 °C tandis que dans le cas d'un SLOFA, la température du fluide de refroidissement augmente jusqu'à une valeur de 62.88 °C et ceci est dû à la diminution de débit du fluide de refroidissement. Cependant on remarque que les résultats obtenus sont bien inférieur à la limite correspondant au début de l'ébullition nucléée.

Les températures du fluide de refroidissement et de la gaine, augmente une seconde fois suite à l'effet de la chaleur résiduelle mais d'une manière moins rapide, pour cette raison et pour mieux observer l'augmentation de la température on a étendu le temps de calcul de 10s pour le FLOFA et de 40s pour le SLOFA. De plus, on a imposé un refroidissement avec un débit de 20% de la valeur initiale où on a observé qu'à 100s, la température du fluide de refroidissement diminue de à 40.93°C dans le cas d'un FLOFA et de 44.74°C à 40.67 °C dans le cas d'un SLOFA. La température de la gaine diminue de à 42.8°C dans le cas d'un FLOFA et de 47.5 °C à 42.03°C dans le cas d'un SLOFA. On remarque ainsi que les résultats obtenus versent dans le respect des critères de la sureté nucléaire.

Conclusion générale

L'ensemble du travail effectué dans ce mémoire concerne l'étude thermohydraulique du canal du cœur du réacteur nucléaire de recherche NUR et notamment l'étude du refroidissement de la chaleur résiduelle.

Le contexte de ce travail est la survenue d'un accident de type LOFA, il s'agit d'un accident de perte de débit de fluide de refroidissement qui a été traité ici dont le but d'assurer la protection de la première barrière de sûreté qu'est la gaine du combustible de tout risque de fusion. On a ainsi pu modéliser le problème grâce aux équations de conservation, au modèle de turbulence choisi, aux conditions aux limites établies et au modèle physique de distribution de la puissance. Ce modèle mathématique a été résolu sur un maillage tridimensionnel vérifié.

Parmi les résultats obtenus, à l'état stationnaire, on a évalué l'ensemble des paramètres thermohydrauliques voir la température de la gaine et la chair et fluide de refroidissement. Les résultats obtenus ont confirmé la bonne modélisation mathématique de cet accident.

Dans un second temps, l'étude a été extrapolée vers le régime transitoire afin de voir l'évolution des mêmes paramètres thermohydrauliques en fonction du temps. On a pu ainsi déterminer les températures du fluide de refroidissement et les températures de la gaine pour un transitoire de sept (07) secondes après l'établissement du LOFA pour trois pertes de débits 30%, 40% et 50%. Les résultats obtenus dans cette partie ont montré que le phénomène ONB (début de l'ébullition nucléée) apparait pour des temps plus courts lorsque la perte de débit augmente.

Dans la dernière partie de ce travail, le LOFA a été étudié pour deux configurations, un LOFA rapide (FLOFA) et un LOFA lent (SLOFA). La mise en équation établie en transitoire est celle qui est utilisée. Le LOFA rapide a été étudié pour 2.2 secondes et le LOFA lent pour 25 secondes. Les deux cas sont effectués sous protection. Les résultats obtenus étant très satisfaisants, les calculs pour le refroidissement de la chaleur résiduelle sans apport de débit et avec apport de débit de 20% donnent des résultats physiquement acceptables.

En dernier, ce mémoire a permis de mettre en évidence l'un des accidents les plus répandus dans les réacteurs nucléaires. Il est clair que dans ce travail l'ensemble des conditions de déroulement d'un tel accident sont traités et les résultats obtenus en 3D sont le fruit d'une modélisation mathématique adéquate et d'une utilisation correcte des outils CFD par le biais du code de calcul Ansys FLUENT.

Bibliographie

- *****. (s. d.). One decade after chernobyl summing up the consequences of the accident. In IAEA (Ed.), *International conference vienna, 8-12 april 1996*.
- *****. (2006). The chernobyl catastrophe : Consequences on human health. *Greenpeace*.
- *****. (2006). *Environmental consequences of the chernobyl accident and their remediation : twenty years of experience. report of the chernobyl forum expert group "environment"*. International Atomic Energy Agency IAEA.
- ** (2006). *Les réacteurs nucléaires à caloporteur gaz* (P. Jean-François, Ed.). Paris : Monographies DEN.
- ***. (2008). *Les combustibles nucléaires* (J.-F. Parisot, Ed.). Monographies DEN.
- ****. (2012). *Les réacteurs nucléaires expérimentaux* (J.-F. Parisot, Ed.). Monographies DEN.
- *****. (2014). *1986-2011 - l'accident de tchernobyl et la sûreté des centrales d'europe de l'est les réacteurs rbnk*. (IRSN)
- *****. (2015). *The fukushima daiichi accident, report by the director general*. (IAEA)
- *****. (2016). *1986-2016 : Tchernobyl, 30 ans après conséquences sur la santé des populations de l'accident de tchernobyl*. Consulté sur <https://doi.org/10.1051/radiopro/19882302175> (IRSN)
- *. (2016). *Les réacteurs nucléaire*. CEA.
- +. (2016). *Research reactors : Purpose and future*. (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY IAEA)
- *****. (2018). *Backgrounder on the three mile island accident*. (Nuclear Regulatory Commission NRC)
- Afshari, F., & Dehghanpour, H. (2019). A review study on cooling towers ; types, performance and application. *ALKÜ Fen Bilimleri Dergisi*, 1–10.
- Basma, F., H, A.-L. S., & Toshikazu, T. (2018). Reactivity feedback effect on loss of flow accident in pwr. *Nuclear Engineering and Technology*, 50(8), 1277–1288.
- Blazek, J. (2001). *Computational fluid dynamics : Principles and applications*. ELSEVIER SCIENCE Ltd Kidlington, Oxford UK.
- Bodansky, D. (2007). *Nuclear energy : principles, practices, and prospects*. Springer Science & Business Media.
- Bonin, B. (2012). *Le nucléaire expliqué par des physiciens*. EDP Sciences.
- Boussinesq, J. (1877). *Essai sur la théorie des eaux courantes* (Vol. 2). Imprimerie nationale.
- Couturier, J. (2021a). *Éléments de sûreté nucléaire - les réacteurs de recherche* (IRSN, Ed.). EDP Sciences.

- Couturier, J. (2021b). *Éléments de sûreté nucléaire - les réacteurs à eau sous pression* (IRSN, Ed.). EDP Sciences.
- Eidemüller, D. (2012). *Nuclear power explained*. Berlin, Germany : SPRINGER-PRAXIS.
- Elisa Mattar, N. J. (2019). À la découverte des réacteurs de recherche et de leur utilisation. *IAEA Bulletin*.
- El-Wakil, M. M. (1971). *Nuclear heat transport, international textbook company, cranton, pa, usa*.
- Filburn, T., & Bullard, S. (2016). *Three mile island, chernobyl and fukushima*. Suisse : Springer.
- Fluent, A. (2013, November). *Ansys fluent theory guide*.
- Foudil, Z., Mohamed, B., & Tahar, Z. (2017). Estimating of core inventory, source term and doses results for the nur research reactor under a hypothetical severe accident. *Progress in Nuclear Energy*, 100, 365–372.
- Garnier, Vincent, Sbartai, Mehdi, Verdier, Jerome, . . . Eric (2020). Evaluation non destructive des enceintes de confinement de centrales nucléaires. *Academic Journal of Civil Engineering*, 38(2), 154–158.
- Hatamura, Y., Abe, S., Fuchigami, M., Kasahara, N., & Iino, K. (2015). *The 2011 fukushima nuclear power plant accident : how and why it happened* (Vol. 73). Woodhead publishing.
- Hinze, J. (1975). *Turbulence, mcgraw-hill, new york*.
- Jean-Louis, C. (1997). *Confinement. enceintes*. Saint-Denis : Ed. Techniques Ingénieur.
- Jens, W., & Lottes, P. (1951). *Analysis of heat transfer, burnout, pressure drop and density data for high-pressure water*.
- Kamel, S.-A., Djaber, A., Moundir, M. E., & Toufik, B. (2019). Thermal hydraulic modeling of a nuclear reactor core channel using cfd; application for an epr. In *Computational methods and experimental testing in mechanical engineering* (pp. 9–16). Springer.
- Khedr, A. (2008). Thermal-hydraulic fortran program for steady-state calculations of plate-type fuel research reactors. *Nuclear Technology and Radiation Protection*, 23(1), 19–30.
- Launder, B., & Spalding, D. (1974). *The numerical computation of turbulent flows. computer methods in applied mechanics and energy*, 3, 269–289.
- Lewis, E. E. (2008). *Fundamentals of nuclear reactor physics*. Elsevier.
- Lu, Q., Qiu, S., & Su, G. (2009). Development of a thermal–hydraulic analysis code for research reactors with plate fuels. *Annals of Nuclear Energy*, 36(4), 433–447.
- L. Wang, R. M., B. Sundén. (2007). *Plate heat exchangers design, applications and performance*. WIT Press Southampton Boston.
- Masterson, R. E. (2017). *Introduction to nuclear reactor physics*. CRC Press.
- Menter, F. R. (1994). Two-equation eddy-viscosity turbulence models for engineering applications. *AIAA journal*, 32(8), 1598–1605.
- Mi, H., Jacques, B., Aurore, P., & Sylvain, L. (2010). Caractérisation du comportement à rupture de tubes de gaines des crayons combustibles après un accident de perte de réfrigérant primaire. In *Matériaux 2010* (pp. 12–p).

- Moukalled, M. D., L. Mangani. (2016). *The finite volume method in computational fluid dynamics : An advanced introduction with openfoam® and matlab®*. Springer.
- Osif, B. A., Baratta, A. J., & Conkling, T. W. (2004). *Tmi 25 years later*. Pennsylvania : The Pennsylvania State University Press.
- Pope, S. B. (2000). *Turbulent flows*. Cambridge university press, USA, New York.
- Prêtre, S. (1988). L'accident de tchernobyl : un aperçu de ses causes et l'évaluation de ses effets en suisse. *Radioprotection*, 23(2), 175-191. Consulté sur <https://doi.org/10.1051/radiopro/19882302175>
- Ramesh K. Shah, D. P. S. (2003). *Fundamentals of heat exchanger design*. JOHN WILEY and SONS, Inc., Hoboken, New Jersey.
- Roman, R., Ionescu, D., Olteanu, G., & Paraschiv, A. (2015). *Analysis of candu fuel element behavior in loca test*.
- Ross, S. P. (1965, mars 16). *Plate-type nuclear fuel elements*. Google Patents. (US Patent 3,173,843)
- Rumsey, C. L., & Spalart, P. R. (2009). Turbulence model behavior in low reynolds number regions of aerodynamic flowfields. *AIAA journal*, 47(4), 982–993.
- Salama, A., & El-Morshedy, S. E.-D. (2011). Cfd simulation of the iaea 10 mw generic mtr reactor under loss of flow transient. *Annals of nuclear energy*, 38(2-3), 564–577.
- Shih, T.-H., Liou, W. W., Shabbir, A., Yang, Z., & Zhu, J. (1995). A new $k - \epsilon$ eddy viscosity model for high reynolds number turbulent flows. *Computers & fluids*, 24(3), 227–238.
- Sidi Ali, K. (2002). *A computer program predicting steady-state performance of a nuclear research reactor's cooling system*.
- Sidi-Ali, K., & Gatignol, R. (2010). Interfacial friction factor determination using cfd simulations in a horizontal stratified two-phase flow. *Chemical Engineering Science*, 65(18), 5160–5169.
- Spalart, P., & Allmaras, S. (1992). A one-equation turbulence model for aerodynamic flows. In *30th aerospace sciences meeting and exhibit* (p. 439).
- Stacey, W. M. (2018). *Nuclear reactor physics*. John Wiley & Sons.
- Versteeg, W. M. (2007). *An introduction to computational fluid dynamics : the finite volume method*. Pearson education.
- Wilcox, D. (2006). *Turbulence modeling for cfd*. DCW industries La Canada, CA.
- Yu, J. (2016). *Fundamental principles of nuclear engineering*. Springer.
- Zohuri, B., & Fathi, N. (2017). *Thermal-hydraulic analysis of nuclear reactors*. Springer.

Annexes

Annexe A

Étapes de la simulation en régime stationnaire sur Ansys Fluent

Après élaboration de la géométrie d'étude sous Design modler " et réalisation du maillage, on procède à la configuration sous Ansys Fluent.

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

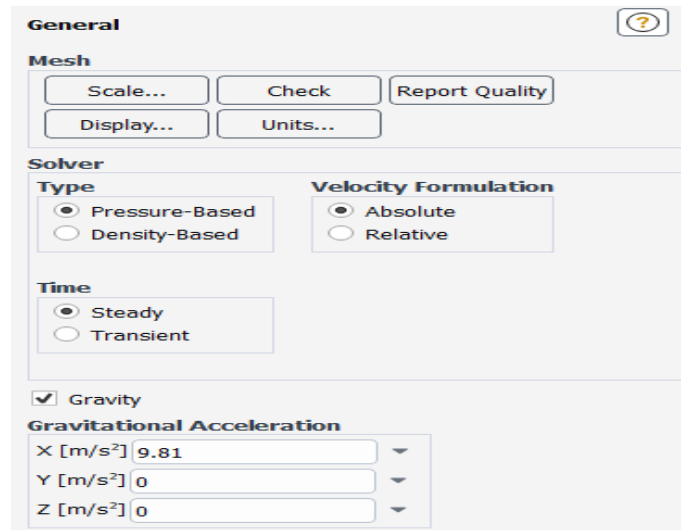


FIGURE A.1 – Configuration générale

On active la case "energy" dans "models" pour préciser qu'il y'a un transfert de chaleur et on prend le modèle $k - \omega SST$ comme modèle de turbulence, figure (A.2)

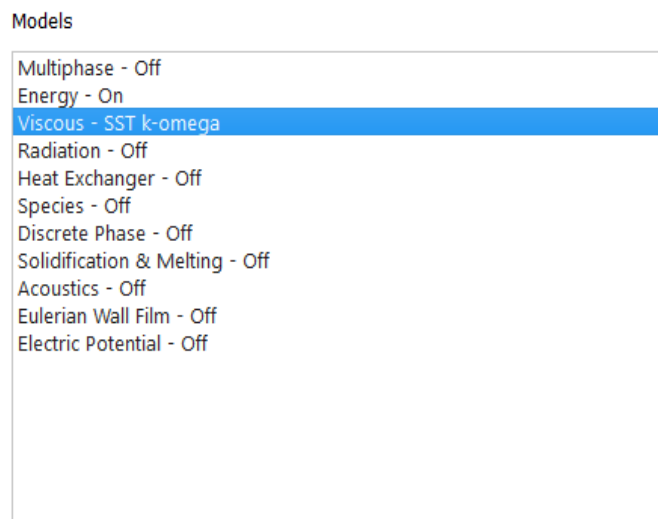


FIGURE A.2 – Fenêtre "models"

On définit les matériaux correspondant à chaque composant de la géométrie. La gaine est fabriquée en aluminium 6061, la chair en uranium et le fluide de refroidissement est défini comme étant de l'eau légère.

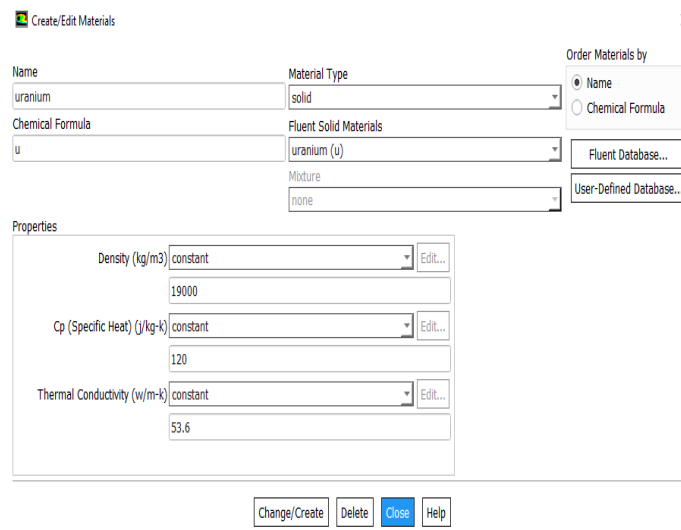


FIGURE A.3 – Propriété de l'uranium attribuée à la chair

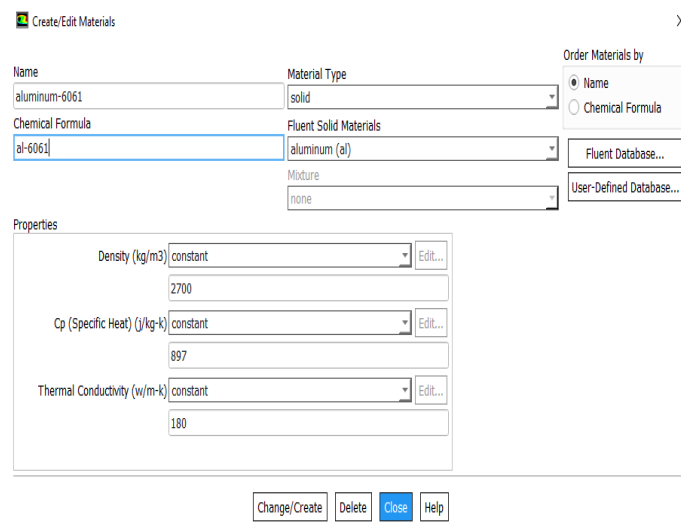


FIGURE A.4 – Propriété de l'aluminium 6061 attribuée à la gaine

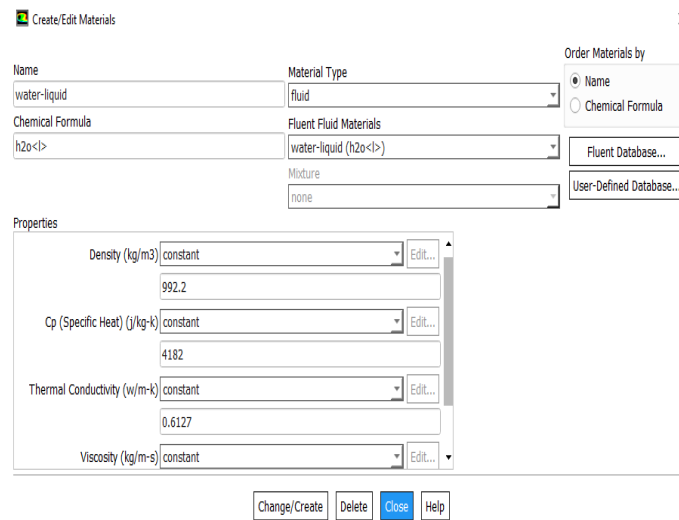


FIGURE A.5 – Propriété du fluide de refroidissement

On introduit les conditions aux limites sur la vitesse d'entrée, la température, la pression de sortie et le flux de chaleur sinusoïdal imposé sur la source de chaleur qui est la chair. Le flux de chaleur sinusoïdal est introduit à l'aide d'une fonction UDF interprétée sur Ansys et ensuite introduite comme montré sur la figure (A.6)

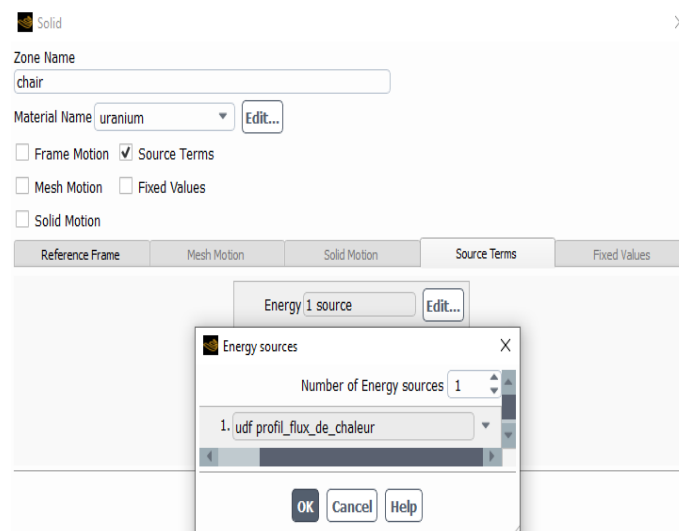


FIGURE A.6 – Condition sur la source de chaleur

La condition aux limites sur la vitesse est introduite comme montré sur la figure (A.7)

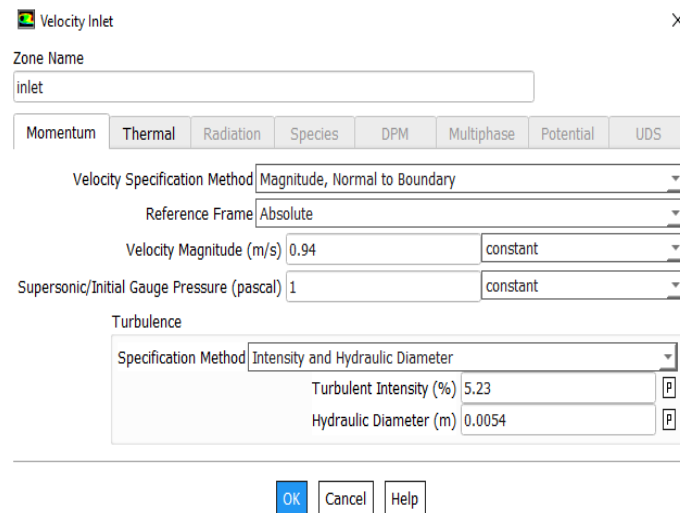


FIGURE A.7 – Conditions aux limites sur la vitesse d’entrée

La condition aux limites sur la température d’entrée est ajoutée comme montré sur la figure (A.8)

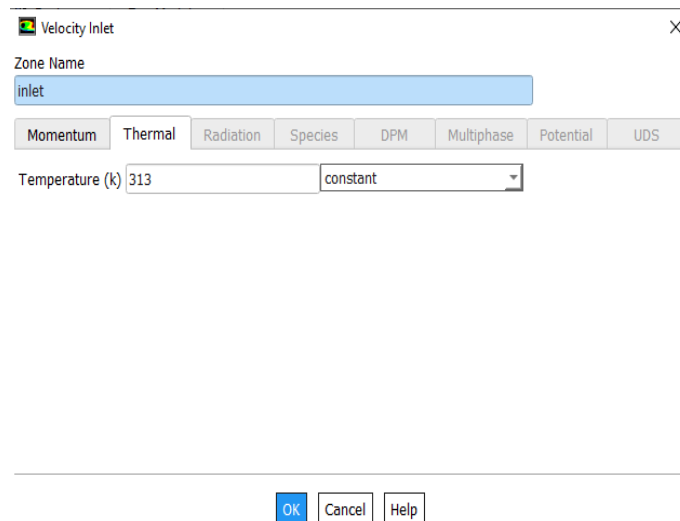


FIGURE A.8 – Conditions aux limites sur la température d’entrée

La condition aux limites sur la pression de sortie est introduite comme montré sur la figure (A.9)

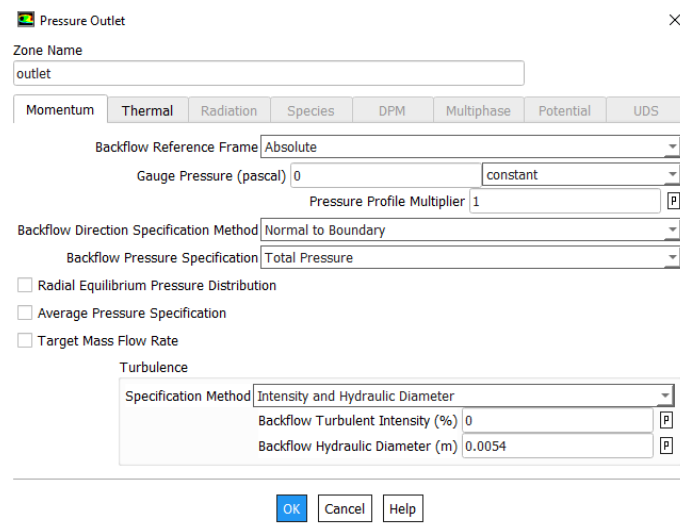


FIGURE A.9 – Condition aux limites sur la pression de sortie

On choisit l’algorithme SIMPLE comme montré sur la figure (A.10)

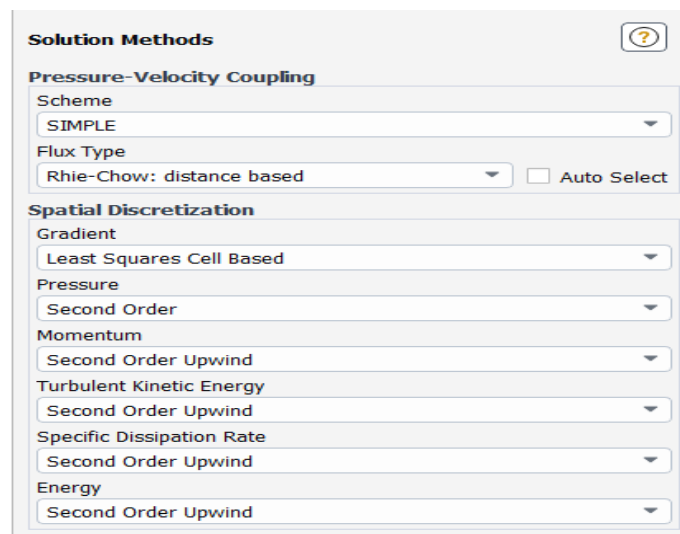


FIGURE A.10 – Méthode de résolution SIMPLE

On prend l’erreur résiduelle à 10^{-6} pour l’énergie et à 10^{-4} pour le reste des paramètres comme montré sur la figure (A.11)

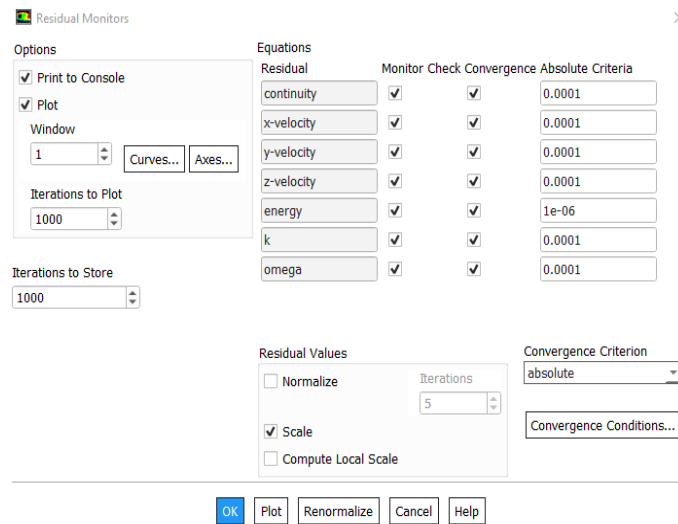


FIGURE A.11 – Erreur résiduelle

On initialise le calcul avec l'initialisation standard en prenant l'entrée comme point de départ et on lance le calcul avec 1000 itérations comme montré sur la figure (A.12)

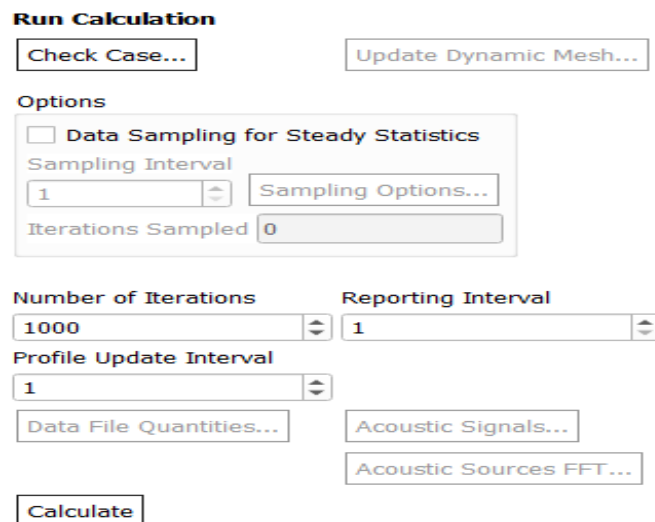


FIGURE A.12 – Fenêtre lancement des calculs en régime stationnaire

Les scripts matlab utilisé pour moyenner les températures de la gaine, chair et fluide de refroidissement à l'état stationnaire sont montrés sur les figures (A.13),(A.14), (A.15) respectivement.

```

1 - clear all
2 - clc
3 - load gainesup.mat
4 - xgaine=((gainesup.xg)+0.3275)/0.655;
5 - Tgaine=(gainesup.Tg)-273.15;
6 - dg=[xgaine Tgaine];
7 - i=1;
8 - for j=1:49:length(dg)
9 -     mxg(i)=mean(dg(j:j+48,1));
10 -    mTg(i)=mean(dg(j:j+48,2));
11 -    i=i+1;
12 - end
13 - m=[mxg;mTg];
14 - m=m';
15 - filename='datagaine.csv';
16 - xlswrite('resultsgaine.csv',m)

```

FIGURE A.13 – Script matlab pour moyenner la température de la gaine

```

18 - clear all
19 - load chairsup.mat
20 -
21 - xchair=((chairsup.xc)+0.3275)/0.655;
22 - Tchair=(chairsup.Tc)-273.15;
23 - dc=[xchair Tchair];
24 - i=1;
25 - for j=1:45:length(dc)-1
26 -     mxc(i)=mean(dc(j:j+44,1));
27 -     mTc(i)=mean(dc(j:j+44,2));
28 -     i=i+1;
29 - end
30 - m=[mxc;mTc];
31 - m=m';
32 - filename='datachair.csv';
33 - xlswrite('resultatchair.csv',m)

```

FIGURE A.14 – Script matlab pour moyenner la température de la chair

```

37 - clear all
38 - load fluide.mat
39 -
40 - xfluide=((fluide.xf)+0.3275)/0.655;
41 - Tfluide=(fluide.Tf)-273.15;
42 - df=[xfluide Tfluide];
43 - i=1;
44 - for j=1:49:length(df)
45 -     mxf(i)=mean(df(j:j+48,1));
46 -     mTf(i)=mean(df(j:j+48,2));
47 -     i=i+1;
48 - end
49 - m=[mxf;mTf];
50 - m=m';
51 - filename='datafluide.csv';
52 - xlswrite('resultatfluide.csv',m)

```

FIGURE A.15 – Script matlab pour moyenner la température du fluide de refroidissement

Annexe B

Étapes de la simulation en régime transitoire sans protection sur Ansys Fluent

Les étapes de simulation pour le régime transitoire sont les mêmes que ceux du régime stationnaire avec quelques modifications qu'on citera ci-après :

Étant donné que le régime est transitoire, on sélectionne "Transient" au lieu de "steady" sur la fenêtre Configuration générale comme montré sur la figure (B.1)

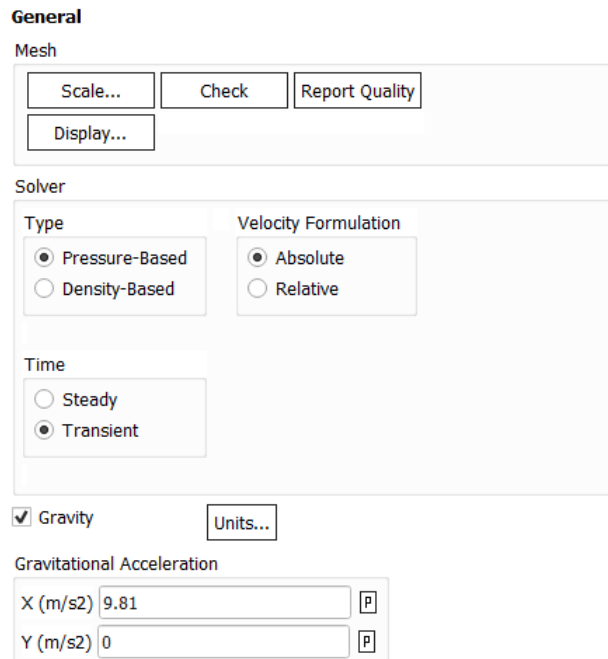


FIGURE B.1 – Configuration générale "Transient"

On impose une condition aux limites sur la vitesse d'entrée à l'aide d'un UDF pour chaque cas de diminution de débit c'est à dire avec un taux de 30%, 40% et 50%.

Les UDF correspondants à chaque diminution de débit sont montrés sur les figures (B.2),(B.3),(B.4)

```

19 DEFINE_PROFILE(profil_vitesse,t,i)
20 {
21     real vitesse;
22     real temps;
23     face_t f;
24     temps = CURRENT_TIME;
25
26     if((temps>=0)&&(temps<3))
27     {
28         | vitesse=0.94;
29     }
30     if((temps>=3)&&(temps<5))
31     {
32         | vitesse=0.658;
33     }
34     begin_f_loop(f,t)
35     {
36         | F_PROFILE(f,t,i)=vitesse;
37     }
38     end_f_loop(f,t)
39 }

```

FIGURE B.2 – Fonction UDF pour la diminution de débit de 30%

```

19 DEFINE_PROFILE(profil_vitesse,t,i)
20 {
21     real vitesse;
22     real temps;
23     face_t f;
24     temps = CURRENT_TIME;
25
26     if((temps>=0)&&(temps<3))
27     {
28         | vitesse=0.94;
29     }
30     if((temps>=3)&&(temps<5))
31     {
32         | vitesse=0.564;
33     }
34     begin_f_loop(f,t)
35     {
36         | F_PROFILE(f,t,i)=vitesse;
37     }
38     end_f_loop(f,t)
39 }
40

```

FIGURE B.3 – Fonction UDF pour la diminution de débit de 40%

```

19 DEFINE_PROFILE(profil_vitesse,t,i)
20 {
21     real vitesse;
22     real temps;
23     face_t f;
24     temps = CURRENT_TIME;
25
26     if((temps>=0)&&(temps<3))
27     {
28         | vitesse=0.94;
29     }
30     if((temps>=3)&&(temps<5))
31     {
32         | vitesse=0.47;
33     }
34     begin_f_loop(f,t)
35     {
36         | F_PROFILE(f,t,i)=vitesse;
37     }
38     end_f_loop(f,t)
39 }

```

FIGURE B.4 – Fonction UDF pour la diminution de débit de 50%

On choisit l'algorithme PISO au lieu de SIMPLE vue que le régime est transitoire comme montré sur la figure (B.5).

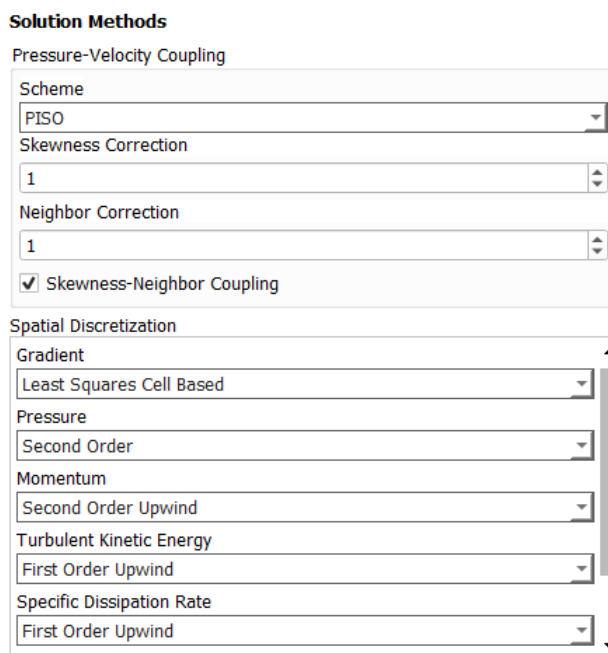


FIGURE B.5 – Algorithme PISO

Le pas de temps sur la fenêtre de lancement de calcul est calculé par la condition de CFL (The Courant–Friedrichs–Lewy) donné par $\Delta t = \Delta x / v$ tels que Δx est la dimension de la maille et v est la vitesse d'entrée du fluide de refroidissement équivalent à 0.94, le nombre d'itérations est égale au temps de calcul sur le pas de temps.

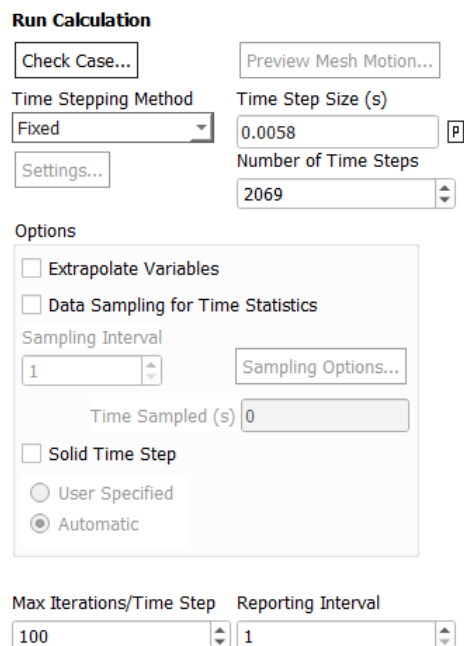


FIGURE B.6 – Fenêtre lancement des calculs en régime transitoire