



**REPUBLIQUE ALGERIENNE DEMOCRATIQUE ET
POPULAIRE**

**MINISTERE DE L'ENSEIGNEMENT SUPERIEUR ET DE
LA RECHERCHE SCIENTIFIQUE**



UNIVERSITE ECH-CHAHID HAMMA LAKDHER – EL-OUED

**FACULTE DE TECHNOLOGIE
DEPARTEMENT DE MECANIQUE**

Memoire

Présenté pour l'obtention du diplôme de Master

EN: Mecanique

Option : Energétique

Par

HADIDA Ali

BEGGAT Mohammed Tayeb

-Sujet-

**Calcul des paramètres Thermo-Hydrauliques
des Réacteur REP à l'aide de Simulateur de
l'AIEA**

Année Universitaire : 2020/2021

SOMMAIRE

SOMMAIRE

Sommaire	
Liste des tableaux	
Listes des figures	
Résumé	
<u>Introduction Générale</u>	1
<u>CHAPITRE I : LE REACTEUR A EAU SOUS PRESSION</u>	
I-1. INTRODUCTION :	5
I-2. CŒURS DE REP ET RECIPIENTS SOUS PRESSION	5
I-3. PARAMETRES DE CONCEPTION DU CŒUR	9
I-4. CHEMINS D'ECOULEMENT A TRAVERS LE RECIPIENT SOUS PRESSION ET LE CŒUR.	10
I-5. GENERATEURS DE VAPEUR	11
I-6. CARACTERISTIQUES DES GENERATEURS DE VAPEUR ET LEURS GEOMETRIES INTERNES	14
I-7. POMPES A LIQUIDE DE REFROIDISSEMENT DE REACTEUR	16
I-8. LE PRESSURISEUR	19
I-9. ASSEMBLAGES COMBUSTIBLES POUR REP	23
<u>CHAPITRE II : THERMODYDROLIQUES DES REACTEURS</u>	
II-1. INTRODUCTION :	27
II-2. CONCEPTION THERMO-HYDRAULIQUE DES CŒURS DE REACTEURS NUCLEAIRES	29
II-3. PROFILS DE TEMPERATURE DU LIQUIDE DE REFROIDISSEMENT DANS DIFFERENTES CONCEPTIONS DE REACTEURS	29
II-4. PROFILS DE TEMPERATURE DANS UN CŒUR DE REP	30
II-5. PASSAGE AUX CONCEPTIONS DE REACTEURS STANDARD	31
II-6. ANALYSE THERMO-HYDRAULIQUE	34
II-6.1. DESCRIPTION DU SYSTÈME	34
II-6.2. RÉGIMES THERMO-HYDRAULIQUES	37
<u>CHAPITRE III : RESULTAS & DISCUSSIONS</u>	
III-1. INTRODUCTION :	44
III-2. PCTRAN	44
III.3. SCENARIO 1 : FONCTIONNEMENT NORMAL, RÉDUCTION DE PUISSANCE DE 100 % À 75 % – MODE TURBINE EN DIRECTION (MODE SUIVANT LE RÉACTEUR)	47
III-3.1. Description de la simulation	47
III-3.2. Description du comportement transitoire	50
III-3.3. Description de la courbe transitoire	51
III-4. SCENARIO 2 : DÉCLENCHEMENT NORMAL DU RÉACTEUR	56
III-4.1. Description de la simulation	56
III-4.2. Description du comportement transitoire	59
III-4.3. Description de la courbe transitoire	60
<u>Conclusion Générale</u>	64

LISTES DES FIGURES

FIGURE.I.1 (a) Une image d'un cœur de réacteur d'un REP de Westinghouse. (b) Le trajet d'écoulement d'une particule de fluide à travers la cuve sous pression du réacteur et une vue en coupe transversale de la cuve sous pression depuis le dessus. Le chemin d'écoulement est indiqué en rouge sur la gauche.	8
FIGURE.I.2 : Vue en coupe d'un générateur de vapeur à tube en U d'un REP de Westinghouse. (De Westinghouse Nucléaire.)	13
FIGURE.I.3 : Un exemple d'un SG horizontal fabriqué par AndreaTek. (Voir AndreaTek.com)	14
FIGURE.I.4 : Un rendu d'un générateur de vapeur à tube en U (a) et de la rangée de tubes exposés d'un générateur de vapeur à tube en U (b).	16
FIGURE.I.5 : Les RCP, les GV, le pressuriseur, la cuve du réacteur et les boucles de refroidissement primaire dans un grand REP.	17
FIGURE.I.6 : Vue en coupe d'un RCP d'un REP de Westinghouse.	18
FIGURE.I.7 : Vue en coupe d'un pressuriseur utilisé dans un REP de Westinghouse.	20
FIGURE.I.8 : Un assemblage combustible 17 × 17 utilisé dans un REP de Westinghouse moderne. Les trous d'eau bleus sont réservés à l'instrumentation du réacteur et aux barres de contrôle.	25
FIGURE.I.9 : Vue schématique d'un assemblage combustible REP.	25
FIGURE.II.1 : Les profils de température axiaux dans le cœur d'un REP avec une forme de puissance axiale co-sinusoidale.	33
FIGURE. II.2 : Une illustration de la façon dont le déplacement des barres de commande peut modifier la forme du flux dans un REP. Dans un REP, les barres de commande sont insérées par le haut.	33
FIGURE.II.3 : Une illustration de l'endroit où des bulles peuvent se former dans le canal de refroidissement chaud d'un REP.	34
FIGURE.II.4 : Caractéristiques thermohydrauliques générales d'un système de réacteur CANDU pressurisé (PHW).	36
FIGURE.II.5 : Caractéristiques thermohydrauliques générales d'un système de réacteur CANDU en ébullition (BLW).	36
FIGURE.II.6 : Diagramme thermohydraulique simplifié du réacteur de Bruce.	37
FIGURE.II.7 : Vue isométrique de la disposition de la chaudière et de la pompe.	39
FIGURE.II.8 : Régimes thermohydrauliques possibles dans un canal caloporteur.	40
FIGURE.II.9 : Variations axiales de la densité de puissance et de la température pour un réacteur CANDU pressurisé (PHW) et bouillant (BLW).	41
FIGURE.II.10 : Flux de chaleur en fonction de la température.	42
FIGURE.III. 1 : Écran d'imitation du système principal de PCTRAN.	45
FIGURE.III. 2 : Dose imiter l'écran de PCTRAN.	46
FIGURE.III. 4 : Réduction de puissance (mode leader turbine) de 100 % à 75 %.	49
FIGURE.III. 5 : 1000 secondes après la réduction de puissance (mode leader turbine).	50
FIGURE.III. 6. A) Charge de la turbine et B) Puissance du réacteur (%).	52
FIGURE.III. 7 : A) Débits de vapeur et B) d'eau d'alimentation (t/h).	53
FIGURE.III. 8 : Pression SG-A (bar).	54
FIGURE.III. 9 : Niveau d'eau SG-A (%).	55
FIGURE.III. 10 : Pression du circuit de refroidissement du réacteur (bar).	56
FIGURE.III. 11 : Arrêt manuel du réacteur suivi d'un arrêt turbine.	58
FIGURE.III. 12 : Fermeture des vannes d'isolement de l'eau d'alimentation.	59

FIGURE.III. 13 : Système d'alimentation auxiliaire actionné.	59
FIGURE.III. 14 : Puissance de sortie du réacteur et charge de la turbine (%).	60
FIGURE.III. 16 : Réactivité totale (% dk/k).	61
FIGURE.III. 17 : Température d'eau du réacteur (°C).	62
FIGURE.III. 18 : Pression du circuit de refroidissement du réacteur (bar).	63

LISTE DES TABLEAUX

TABLEAU I.1 : Paramètres de conception typiques des appareils à pression pour un REP de Westinghouse	7
TABLEAU I.2 : Matériaux courants utilisés dans la construction des récipients sous pression REP et de leurs composants (brides, bagues, buses, etc.) aux États-Unis.	7
TABLEAU I.3 : Paramètres de conception de base types pour les REP Westinghouse à deux, trois et quatre boucles.	9
TABLEAU I.4 : Données de conception du générateur de vapeur Westinghouse modèle F, largement utilisé dans les centrales nucléaires modernes.	15
TABLEAU I.5 : Paramètres de conception pour un RCP Westinghouse	19
TABLEAU I.6 : Paramètres de conception des pressuriseurs dans un REP de Westinghouse	32
TABLEAU.II.1 : Comparaison des cycles thermiques des centrales électriques pour plusieurs types de REP.	32
TABLEAU.II.2 : Température du caloporteur de plusieurs réacteurs canadiens.	41
TABLEAU.III.1 : Les étapes d'un scénario de réduction de puissance 100% à 75%	48
TABLEAU.III.2 : Les étapes d'un scénario de déclenchement normal du réacteur	57

ملخص

توفر الطاقة النووية كهرباء فعالة وموثوقة حول العالم. التعريف الشائع للطاقة النووية هو الطاقة المنبعثة من تفاعل متسلسل ، بما في ذلك الانشطار أو الاندماج.

إن مجال دراسة الهيدروليكا الحرارية النووية مكرس لتحسين الفهم الحالي لعمليات نقل الحرارة والكتلة وميكانيكا الموائع التي تنقل الطاقة والكتلة في الأنظمة النووية وتحكم الأداء وأمن الأنظمة.

تهتم هذه الدراسة بمراقبة تطور البارامترات الحرارية المائية لمفاعل الماء المضغوط بطاقة خرج كهربائية تقدر بـ 600 ميغاوات كهربائية باستخدام جهاز محاكاة. يُطلق على المحاكى المستخدم في هذا العمل PCTran ، الإصدار 6.0.4 ، المتاح من الوكالة الدولية للطاقة الذرية ، والذي يعتمد على نظام ثنائي الحلقات لمفاعل الماء المضغوط (PWR).

في السيناريو الأول ، تم اختبار انخفاض خرج طاقة التوربينات. أظهر هذا التغيرات في تدفق المياه من خلال مولد البخار والتأرجح المصاحب في ضغط الدخول الناتج عن عدم التوازن في تدفق المياه الداخل والخارج. من مولد البخار.

في السيناريو الثاني ، تمت محاولة الإغلاق القسري عن طريق الإدخال الفوري لقضبان التحكم ، مما أدى إلى حدوث ارتباك في مستويات المياه داخل الضاغط ومولد البخار وكذلك في التدفق لدورة التبريد الأولى. فعالية نظام الحماية داخل المفاعل لتجنب أي حالة طوارئ أو تغيير خارج عن السيطرة لمختلف المعايير الحرارية المائية

في كلتا التجربتين ، لم تؤد التعديلات على معاملات التثبيت إلى وقوع حادث أو خطر غير متوقع ، وعادت هذه المعلمات أخيرًا إلى قيمها المقبولة.

الكلمات المفتاحية:

صمام الوضع للتوربين ، التفاعل السلبي ، حمل التوربين ، الوسيط السلبي ، معامل درجة الحرارة ، نظام تبريد المفاعل

Abstract

Nuclear power provides efficient and reliable electricity around the world. The common definition of nuclear energy is the energy released by a chain reaction, including fission or fusion.

The field of study of nuclear thermal-hydraulics is devoted to improving the current understanding of the heat and mass transfer processes and fluid mechanics that transport energy and mass in nuclear systems and govern performance. and systems security.

This study is interested in monitoring the evolution of the hydrothermal parameters of a pressurized water reactor, with an electrical output power estimated at 600 MWe, using a simulator. The simulator used in this work is called PCTTRAN, version 6.0.4, available from the IAEA, which is based on a generic pressurized water reactor (PWR) two-loop system.

In the first scenario, a reduction in turbine power output was tested. This showed the changes in the flow of water through the steam generator and the accompanying fluctuation in inlet pressure resulting from an imbalance in the inlet and outlet flow of water. of the steam generator.

In the second scenario, a forced shutdown was attempted by the immediate insertion of the control rods, resulting in confusion in the water levels inside the compressor, steam generator, as well as in the flow. of the first cooling cycle. effectiveness of the protection system inside the reactor to avoid any emergency situation or out of control change for various hydrothermal parameters

In both experiments, the modifications to the installation parameters did not lead to an accident or unexpected danger, these parameters finally returned to their acceptable values.

Mots clés

turbine leading mode governor valve, negative reactivity, turbine load, negative moderator temperature coefficient, reactor coolant system

Résumé

L'énergie nucléaire fournit une électricité efficace et fiable dans le monde entier. La définition courante de l'énergie nucléaire est l'énergie libérée par une réaction en chaîne, notamment par fission ou fusion.

Le domaine d'étude de la thermohydraulique nucléaire est consacré à l'amélioration de la compréhension actuelle des processus de transfert de chaleur et de masse et de la mécanique des fluides qui transportent l'énergie et la masse dans les systèmes nucléaires et régissent les performances et la sécurité des systèmes.

Cette étude s'intéresse au suivi de l'évolution des paramètres hydrothermaux d'un réacteur à eau sous pression, d'une puissance électrique de sortie estimée à 600 MWe, à l'aide d'un simulateur. Le simulateur utilisé dans ce travail est appelé PCTRAN, la version 6.0.4, disponible auprès de l'AIEA, qui est basé sur un système générique à deux boucles réacteur à eau sous pression (REP)

Dans le premier scénario, une réduction de la puissance de sortie de la turbine a été testée. Cela a montré les changements dans le débit d'eau dans le générateur de vapeur et la fluctuation de la pression d'entrée qui l'accompagne résultant d'un déséquilibre dans le débit d'entrée et de sortie de l'eau. du générateur de vapeur.

Dans le deuxième scénario, un arrêt forcé a été tenté par l'insertion immédiate des barres de commande, ce qui a entraîné une confusion dans les niveaux d'eau à l'intérieur du compresseur, du générateur de vapeur, ainsi que dans le débit du premier cycle de refroidissement. efficacité du système de protection à l'intérieur du réacteur pour éviter toute situation d'urgence ou changement Hors de contrôle pour divers paramètres hydrothermaux

Dans les deux expériences, les modifications des paramètres de l'installation n'ont pas entraîné d'accident ou de danger inattendu, ces paramètres ont finalement retrouvé leurs valeurs acceptables.

Mots clés :

vanne de régulation de mode principal de la turbine, réactivité négative, charge de la turbine, coefficient de température du modérateur négatif, système de refroidissement du réacteur.

INTRODUCTION

GENERALE

Introduction Générale

L'énergie nucléaire fournit une électricité efficace et fiable dans le monde entier. Aujourd'hui, plus de 400 réacteurs commerciaux fonctionnent dans plus de 30 pays.

La définition courante de l'énergie nucléaire est l'énergie libérée par une réaction en chaîne, notamment par fission ou fusion. En pratique, l'énergie nucléaire utilise du combustible fabriqué à partir d'uranium extrait et traité pour produire de la vapeur et produire de l'électricité.

La production d'électricité nucléaire est la seule source d'électricité capable de produire un approvisionnement constant en électricité, appelé énergie de base, de manière fiable sans émettre de gaz à effet de serre.

L'énergie nucléaire a l'un des impacts environnementaux les plus faibles sur les terres et les ressources naturelles de toutes les sources d'électricité.

Les centrales nucléaires sont un type de centrale électrique qui utilise le processus de fission nucléaire pour produire de l'électricité. Pour ce faire, ils utilisent des réacteurs nucléaires en combinaison avec le cycle de Rankine, où la chaleur générée par le réacteur convertit l'eau en vapeur, qui fait tourner une turbine et un générateur. L'énergie nucléaire fournit au monde environ 11 % de son électricité totale, les plus gros producteurs étant les États-Unis et la France.

Mis à part la source de chaleur, les centrales nucléaires sont très similaires aux centrales au charbon. Cependant, ils nécessitent des mesures de sécurité différentes car l'utilisation du combustible nucléaire a des propriétés très différentes de celles du charbon ou d'autres combustibles fossiles. Ils tirent leur puissance thermique de la division des noyaux d'atomes dans le cœur de leur réacteur, l'uranium étant le combustible de choix dominant dans le monde aujourd'hui. Le thorium a également une utilisation potentielle dans la production

d'énergie nucléaire, mais il n'est pas actuellement utilisé. Vous trouverez ci-dessous le fonctionnement de base d'une centrale électrique à eau bouillante, qui montre les nombreux composants d'une centrale électrique, ainsi que la production d'électricité.

Le domaine d'étude de la thermohydraulique nucléaire est consacré à l'amélioration de la compréhension actuelle des processus de transfert de chaleur et de masse et de la mécanique des fluides qui transportent l'énergie et la masse dans les systèmes nucléaires et régissent les performances et la sécurité des systèmes. Les phénomènes clés étudiés comprennent la conduction, la convection et le transfert de chaleur par rayonnement, le changement de phase et les écoulements monophasiques et multiphasiques. En plus de l'eau utilisée pour transporter la chaleur dans les réacteurs actuels, l'étude dans ce domaine couvre également le gaz, les sels fondus et les liquides de refroidissement pour les systèmes avancés de fission et de fusion, ainsi que les processus de transport et de mélange qui se produisent à l'intérieur des structures de confinement des réacteurs et dans les systèmes environnementaux.

Cette étude s'intéresse au suivi de l'évolution des paramètres hydrothermaux d'un réacteur à eau sous pression, d'une puissance électrique de sortie estimée à 600 MWe, à l'aide d'un simulateur appelé PcTRAN:

En plus de cette introduction, le travail est divisé en trois chapitres :

Les deux premiers chapitres donnent un aperçu de la physique et des propriétés des réacteurs à eau sous pression.

Tandis que le troisième et dernier chapitre est consacré à la description de la simulation qui a été réalisée, qui est liée au fonctionnement normal de l'installation et au suivi de la pression, du débit et de l'énergie dans ses différents composants.

Enfin, une conclusion portant nos constatations et nos idées à l'issue de ce travail.

CHAPITRE I :
LE REACTEUR A
EAU SOUS
PRESSION

CHAPITRE I : LE REACTEUR A EAU SOUS PRESSION

I-1. INTRODUCTION :

Les réacteurs à eau sous pression (REP) sont aujourd'hui le type de réacteurs nucléaires le plus répandu dans le monde. Ils représentent environ les deux tiers (67 %) de la capacité de production nucléaire mondiale, et les principaux fabricants de REP dans le monde occidental sont Westinghouse et AREVA. Leurs conceptions sont légèrement différentes les unes des autres, bien qu'elles aient de nombreux points communs. Un cœur PWR utilise de l'eau légère (eau du robinet normale hautement distillée) à la fois pour le modérateur et le liquide de refroidissement, et elle est maintenue sous une pression considérable (environ 15,5 MPa ou 2 250 PSI) pour l'empêcher de bouillir. Il pénètre dans le cœur à environ 290°C et quitte le cœur à environ 325°C. Elle s'écoule ensuite vers les générateurs de vapeur (ou GV) où une partie de la chaleur est évacuée, puis elle est pompée vers le cœur par le bas. L'écoulement de l'eau sur les crayons combustibles augmente sa température moyenne d'environ 35°C. Sa densité diminue également au fur et à mesure qu'il est chauffé, et il peut y avoir entre deux et quatre générateurs de vapeur connectés à la boucle primaire. Une image d'un REP typique est illustrée à la FIGURE.I.5, et le cœur est illustré à la FIGURE.I.1. [1] [34]

I-2. CŒURS DE REP ET RECIPIENTS SOUS PRESSION

La région dans laquelle la chaleur est produite s'appelle le cœur. Le cœur est constitué de rangées d'assemblages de combustible nucléaire disposés sous la forme d'un cylindre circulaire rugueux. La taille et la forme du cœur peuvent varier d'un type de réacteur à l'autre, mais dans la plupart des réacteurs, il est de forme grossièrement cylindrique. Dans certains réacteurs, le cœur peut également être rectangulaire ou sphérique. Dans un REP, les barres de contrôle sont insérées dans le cœur par le haut. Ces barres de contrôle sont utilisées pour absorber les neutrons supplémentaires et pour aider à contrôler l'intensité de la réaction nucléaire en chaîne. Le cœur d'un REP est entouré d'un grand conteneur en acier inoxydable appelé récipient sous pression. Les dimensions de la cuve sous pression sont fonction du nombre de boucles de refroidissement et de la puissance de sortie du cœur. En général, les

cuves sous pression des réacteurs ont tendance à s'agrandir à mesure que le nombre de boucles primaires augmente. Le tableau I.1 montre les paramètres de conception pour un certain nombre de récipients sous pression typiques de Westinghouse. Leurs propriétés matérielles sont présentées dans le tableau I.2. La pression de conception pour la plupart des récipients sous pression REP est de 17,25 MPa (ou 2 500 PSI). La pression de fonctionnement (la pression à laquelle le cœur fonctionne) est d'environ 10 % inférieure ou 15,51 MPa (2 250 PSI). Les récipients sous pression dans les REP sont normalement conçus pour résister à une température maximale de 343 °C (650 °F), tandis que la température de fonctionnement à l'intérieur du récipient sous pression est normalement comprise entre 280 °C et 330 °C (540 °F et 630 °F). La conception réelle de la cuve sous pression peut varier légèrement d'un fournisseur de réacteur à l'autre [2].

Dans la plupart des REP, la majorité de la cuve sous pression est en acier au carbone faiblement allié. La composition de cet acier est indiquée dans le tableau I.2. Cela empêche le rayonnement produit par le cœur d'endommager l'acier et de le rendre cassant. Parfois, le rayonnement intense peut conduire à une condition connue sous le nom de fragilisation par rayonnement. Pour minimiser les effets de la corrosion, les surfaces intérieures de la plupart des récipients sous pression sont recouvertes d'une fine couche d'acier inoxydable austénitique. L'épaisseur de cette couche peut varier de 5 à environ 10 mm. L'épaisseur exacte est à nouveau déterminée par le fabricant de la centrale électrique. De nombreuses buses d'entrée et de sortie, ainsi que des tubes d'entraînement des barres de commande, des instruments et des buses d'injection de sécurité, sont également connectés à la cuve sous pression. Le nombre exact de buses d'entrée et de sortie est fonction du nombre de GV. Normalement, il y a un SG pour chaque branche de liquide de refroidissement dans la boucle de liquide de refroidissement primaire. Dans un grand REP, le cœur peut contenir 200 assemblages combustibles disposés en réseaux carrés et/ou rectangulaires. Physiquement, la cuve sous pression mesure environ 12 m de haut et les barres de combustible à l'intérieur du cœur mesurent environ 4 m de long. Environ les trois quarts de leur longueur totale (~3 m) sont utilisés pour les crayons combustibles, et le reste de leur longueur est utilisé pour les plénums de gaz de fission supérieur et inférieur et, dans certains cas, une couverture axiale. Le diamètre total du cœur est d'environ 3,5 m. Un récipient sous pression PWR standard dans une centrale électrique de 1 000 mégawatts (MWE) a un diamètre intérieur d'environ 5 m. La

paroi de la cuve sous pression a une épaisseur moyenne d'environ 0,25 m (~10 po). Il existe une certaine variation d'épaisseur d'un REP à l'autre ; cependant, pour une pression de conception de 2 500 PSI, l'épaisseur est normalement spécifiée par l'ASME [3].

TABLEAU I.1 : Paramètres de conception typiques des appareils à pression pour un REP de Westinghouse

Pressure Vessel Design Parameters for a Modern Westinghouse PWR			
Design Parameter	2-Loop Plant	3-Loop Plant	4-Loop Plant
Pressure vessel height (m)	12.1	13.2	13.6
Inside diameter (m)	3.4	4.0	4.4
Radius from center of pressure vessel to inlet nozzle (m)	2.9	3.2	3.3
Radius from center of pressure vessel to outlet nozzle (m)	2.8	3.1	3.1
Total coolant volume (m ³)	71	106	138
Operating pressure (PSI)	2332	2332	2332
Design pressure (PSI)	2500	2500	2500
Design temperature (°C)	343	343	343
Pressure vessel material	Low carbon steel	Low carbon steel	Low carbon steel
Thickness of inner liner (cm)	0.56	0.56	0.56
Composition of inner liner	Stainless steel	Stainless steel	Stainless steel

Source: Westinghouse Nuclear.

TABLEAU II.2 : Matériaux courants utilisés dans la construction des récipients sous pression REP et de leurs composants (brides, bagues, buses, etc.) aux États-Unis.

Component	Alloys Used	Weight Percent of Elements Used (in Addition to Ordinary Iron)									
		C	Si	Mn	P	S	Cl	Mo	Ni	V	Cu
Pressure vessel ^a	SS 533 Grade B	0.25	0.30	1.50	0.035	0.040	—	0.60	0.70	—	—
Pressure vessel ^b	SS 533 Grade B	0.25	0.40	1.50	0.035	0.040	—	0.60	0.70	—	—
Other components ^a	SS 508 Class 2	0.27	0.35	0.90	0.025	0.025	0.45	0.70	0.90	0.05	—
Other components ^b	SS 508 Class 2	0.27	0.40	1.00	0.015	0.015	0.45	0.70	1.00	0.05	0.15
Other components ^b	SS 508 Class 3	0.25	0.40	1.50	0.015	0.015	0.25	0.60	1.00	0.05	—

Source: ASME Pressure Vessel Code.

SS, stainless steel.

^a Prior to 1989.

^b Since 1989.

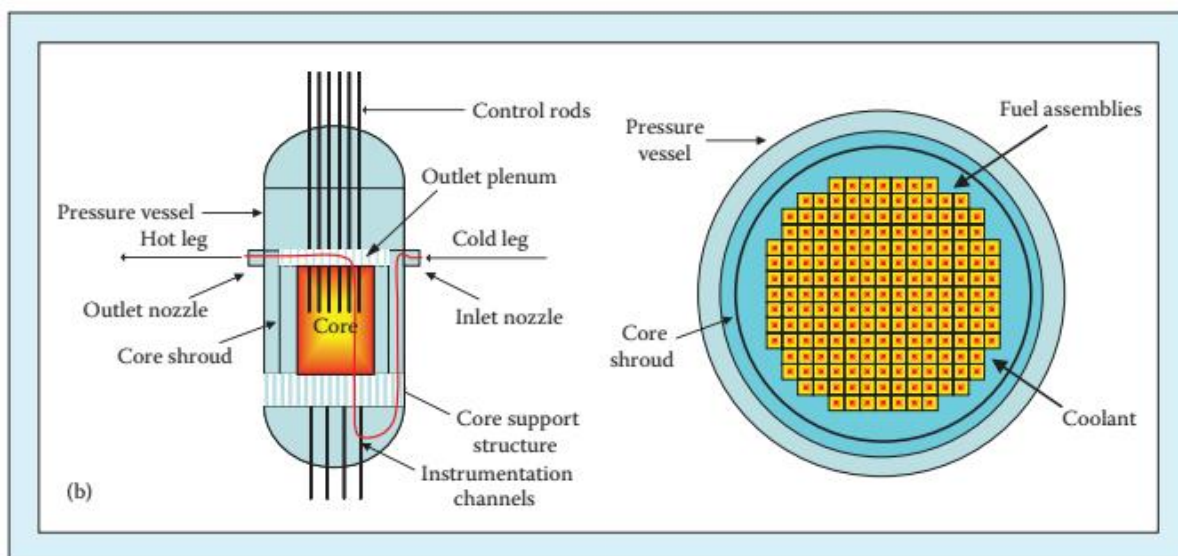
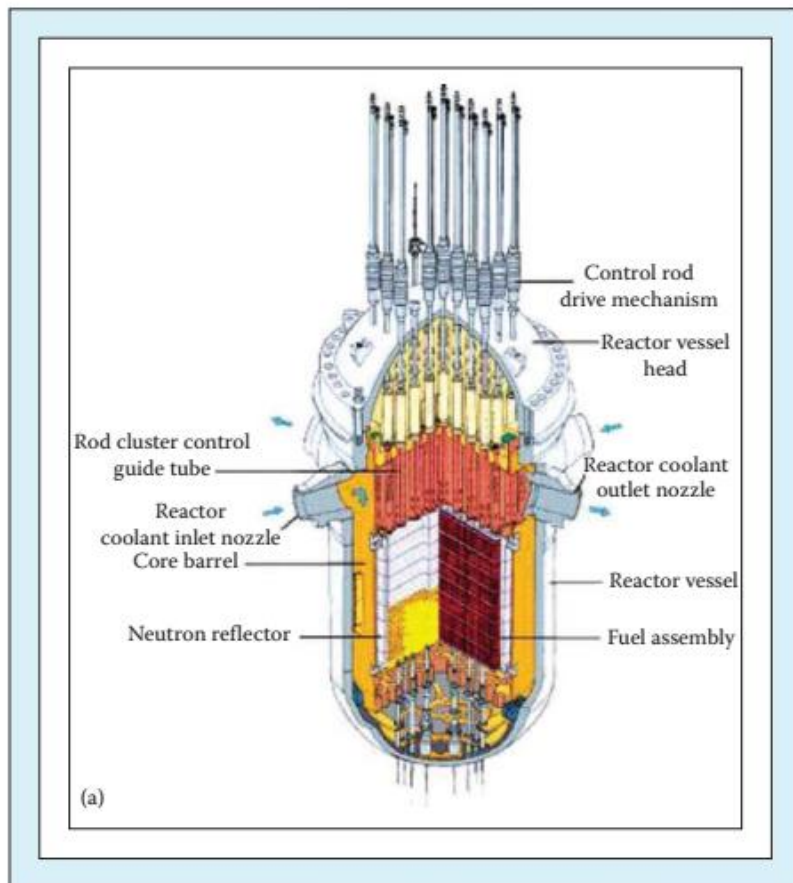


FIGURE.I.1 (a) Une image d'un cœur de réacteur d'un REP de Westinghouse. (b) Le trajet d'écoulement d'une particule de fluide à travers la cuve sous pression du réacteur et une vue en coupe transversale de la cuve sous pression depuis le dessus. Le chemin d'écoulement est indiqué en rouge sur la gauche.

I-3. PARAMETRES DE CONCEPTION DU CŒUR

Tout comme les dimensions du récipient sous pression, les dimensions du cœur ont tendance à devenir plus grandes à mesure que la puissance de sortie de l'installation augmente. Un REP moderne a un taux de production d'énergie volumétrique moyen d'environ 105 kW/L. C'est environ le double de la densité de puissance volumétrique d'un réacteur à eau bouillante (REB) moderne dont nous discuterons au chapitre 3. La principale raison pour laquelle la densité de puissance est plus élevée dans un REP est la conception du cœur et la concentration en U-235 dans le carburant. Le tableau I.3 résume les principaux paramètres de conception des REP de Westinghouse à deux, trois et quatre boucles. Les assemblages combustibles de la plupart des REP utilisent du Zircaloy-4 pour la gaine, et environ 97,5 % de la chaleur est générée dans le combustible. Le reste se dépose dans le liquide de refroidissement et dans le matériau structurel environnant [4].

TABLEAU I.3 : Paramètres de conception de base types pour les REP Westinghouse à deux, trois et quatre boucles.

Core Design Parameters for a Modern Westinghouse PWR			
Design Parameter	Two-Loop Plant	Three-Loop Plant	Four-Loop Plant
Total power output (MWT)	1,882	2,785	3,411
Heat generated in the fuel (%)	97.4	97.4	97.4
Heat generated in coolant and structure (%)	2.6	2.6	2.6
Power density (q''') (kW/L)	105	105	105
Total flow rate—primary loop (kg/s)	8,960	13,735	17,440
Number of coolant pumps	2	3	4
Inlet coolant temperature (°C)	287.7	291.7	291.9
Average rise in vessel (°C)	36.8	34.9	33.9
Outlet coolant temperature (°C)	324.5	326.6	325.8
Core diameter (m)	2.56	3.04	3.38
Core height (m) ^a	4.26	4.26	4.26
Active fuel rod length (m)	3.66	3.66	3.66
Fuel assembly type	16 × 16	17 × 17	17 × 17
Weight of uranium in core (kg)	49,700	66,400	81,640
Number of fuel assemblies	121	157	193
Uranium per fuel assembly (kg)	410	423	423

^a Includes fission gas plenums.

Dans un REP à quatre boucles primaires, le débit massique peut approcher les 20 000 kg/s. Le débit massique dans les installations à deux boucles est d'environ la moitié de ce montant.

Dans une usine à deux boucles, l'uranium contenu dans le combustible peut peser environ 50 000 kg, et dans une usine à quatre boucles, il peut peser environ 82 000 kg. (Les atomes d'oxygène attachés aux molécules d'uranium pèsent environ 13 % de plus.) Un seul assemblage combustible contiendra environ 420 kg d'uranium enrichi. Ainsi, un REP à quatre boucles peut contenir environ 82 tonnes d'uranium enrichi [5].

I-4. CHEMINS D'ÉCOULEMENT A TRAVERS LE RÉCIPIENT SOUS PRESSION ET LE CŒUR.

Dans pratiquement tous les REP, le liquide de refroidissement pénètre dans la cuve sous pression par une série de buses d'entrée et sort du cœur par un ensemble séparé de buses de sortie. La température moyenne d'entrée est d'environ 290°C et la température moyenne de sortie est d'environ 325°C. Cependant, ces chiffres peuvent varier en fonction du nombre de boucles nécessaires pour évacuer la chaleur. Chaque boucle a une buse d'entrée et une buse de sortie séparées. Une fois que le liquide de refroidissement a pénétré dans le récipient sous pression, il est dirigé vers le bas entre le tube carottier ou la gaine du cœur et la paroi du récipient sous pression, puis pénètre dans le cœur par le bas. Le flux est réparti entre les différents assemblages combustibles à l'aide de ce que l'on appelle des plaques à orifice. Le liquide de refroidissement chauffé sort dans le plénum de sortie puis sort du cœur. Le trajet d'écoulement réel d'une particule de fluide à travers le récipient sous pression est illustré à la FIGURE.I.1(b) [6]. Environ 2 % du flux contourne entièrement les assemblages combustibles et se déplace entre le bord extérieur des assemblages combustibles et la virole du cœur. Ce flux est parfois appelé flux de dérivation du cœur.

Les canaux d'instrumentation pénètrent dans le cœur par le bas et les barres de contrôle pénètrent dans le cœur par le haut. Les mécanismes d'entraînement des barres de commande (CRDM) sont soudés au sommet de la cuve sous pression et font donc partie intégrante de la tête de la cuve sous pression. Comme la pression dans la cuve du réacteur est maintenue à environ 2 250 PSI (15,5 MPa), l'eau ne bout pas, du moins dans une large mesure. La vapeur pour les turbines de puissance est produite par un autre appareil appelé générateur de vapeur ou GV. L'eau chauffée à haute température pénètre dans les générateurs de vapeur par le bas et traverse plusieurs milliers de tubes de force en forme de « U » inversé. Il n'est pas rare que les gros générateurs de vapeur à tubes en U aient entre 20 000 et 30 000 de ces tubes. Les

surfaces extérieures de ces tubes sont entourées d'eau d'alimentation à basse pression et à basse température revenant des turbines de puissance. Cette eau plus froide absorbe la chaleur de l'eau chaude à l'intérieur des tubes, ce qui fait bouillir l'eau plus froide à l'extérieur des tubes et produit de la vapeur. Cette ébullition se produit dans une section inférieure du générateur de vapeur appelée évaporateur. La vapeur humide produite dans l'évaporateur monte et pénètre dans une deuxième section du générateur de vapeur appelée le tambour à vapeur. Ici, la vapeur humide est séchée à l'aide de séparateurs d'humidité avant d'être envoyée sur les turbines à vapeur [7].

I-5. GENERATEURS DE VAPEUR

L'eau s'écoule dans le cœur par le bas et sort du cœur juste en dessous du point d'ébullition (~ 325 °C). Cependant, une petite quantité d'ébullition nucléée peut se produire dans les assemblages combustibles les plus chauds près du sommet du cœur. Cette ébullition se produit généralement dans les 50 à 80 derniers cm de la hauteur totale du cœur. Comme l'eau du cœur ne bout normalement pas, la vapeur pour les turbines de puissance doit être produite dans une boucle secondaire où l'eau est transformée en vapeur. Le processus de conversion se fait dans un dispositif intermédiaire appelé générateur de vapeur. Un générateur de vapeur couple les boucles de refroidissement primaire et secondaire et permet le transfert de chaleur de la boucle primaire à la boucle secondaire. Les générateurs de vapeur se composent généralement de milliers de tuyaux individuels qui transportent de l'eau chaude ou d'autres liquides de refroidissement du cœur. L'eau plus froide de la boucle secondaire passe sur la surface de ces tuyaux chauds (généralement dans la direction opposée), et ce processus génère la vapeur qui alimente les turbines de puissance. L'eau de la boucle secondaire fonctionne à une pression inférieure à celle de l'eau de la boucle primaire et est conçue pour s'évaporer en vapeur saturée à une température d'environ 275 °C (530 °F) ou en vapeur surchauffée à des températures plus élevées. Il est ensuite acheminé vers les turbines à vapeur, condensé et renvoyé à nouveau vers les générateurs de vapeur. La pression côté secondaire est d'environ 900 PSI (6,2 MPa ou 60 atm), et le fluide caloporteur côté primaire, après avoir perdu une partie de son énergie, est renvoyé dans la cuve du réacteur pour être à nouveau réchauffé. Les générateurs de vapeur se présentent sous deux configurations principales : une configuration est appelée générateur de vapeur à passage unique (OTSG) et l'autre configuration est appelée générateur de vapeur à tube en U. Dans un OTSG, les tuyaux

sont droits et étroits, et dans un tube en U SG, ils sont pliés en forme de « U » [8]. Les SG à tube en U sont plus petits que les OTSG et leur principal avantage est leur taille plus petite et leur poids légèrement inférieur. Cependant, tous les générateurs de vapeur ont tendance à être des appareils très lourds qui nécessitent beaucoup de soin pour être assemblés et fonctionner correctement. Il est essentiels de maintenir la chimie de l'eau correcte à l'intérieur de la batterie de tubes, sinon les tubes à l'intérieur du générateur de vapeur tomberont en panne ou se corroderont.

La vapeur produite par la plupart des générateurs de vapeur est légèrement surchauffée pour optimiser le rendement thermodynamique de l'installation. Des images d'un tube en U vertical SG sont présentées à la FIGURE.I.2. La plupart des générateurs de vapeur utilisés dans les centrales nucléaires ont une longueur de 25 à 35 m. Ils peuvent être montés en position verticale ou horizontale, bien qu'une orientation verticale soit normalement préférée à une orientation horizontale pour conserver l'espace à l'intérieur du bâtiment de confinement. Les REP de Westinghouse et d'AREVA utilisent des générateurs de vapeur montés verticalement plutôt qu'horizontalement. Cependant, dans les REP russes (également appelés VVER), les générateurs de vapeur peuvent être horizontaux ou verticaux. Un exemple de générateur de vapeur horizontal est illustré à la FIGURE.I.3. Le débit à travers ces générateurs de vapeur est soigneusement contrôlé pour rendre la vapeur aussi sèche que possible. Par exemple, les générateurs de vapeur Westinghouse utilisent des séparateurs d'humidité intégrés avec un contrôle de débit très précis pour produire de la vapeur surchauffée avec une qualité de sortie de 100 %. Ainsi, la vapeur qui est envoyée aux turbines de puissance est complètement sèche, ce qui contribue à améliorer le rendement thermique de la centrale. Les centrales nucléaires modernes supportent normalement entre 10 °C et 20 °C de surchauffe. Les grands REP peuvent avoir jusqu'à quatre générateurs de vapeur, tandis que les petits REP peuvent en avoir deux ou trois. Chaque générateur de vapeur est associé à une branche distincte dans la boucle de refroidissement primaire. Ainsi, un REP avec quatre générateurs de vapeur aura quatre branches dans la boucle primaire. Un exemple de cette configuration est illustré à la FIGURE.I.5. Normalement, cette configuration est le type de configuration que l'on s'attendrait à voir dans un REP occidental de 1 000 MWE (3 300 MWT) [9] [35].

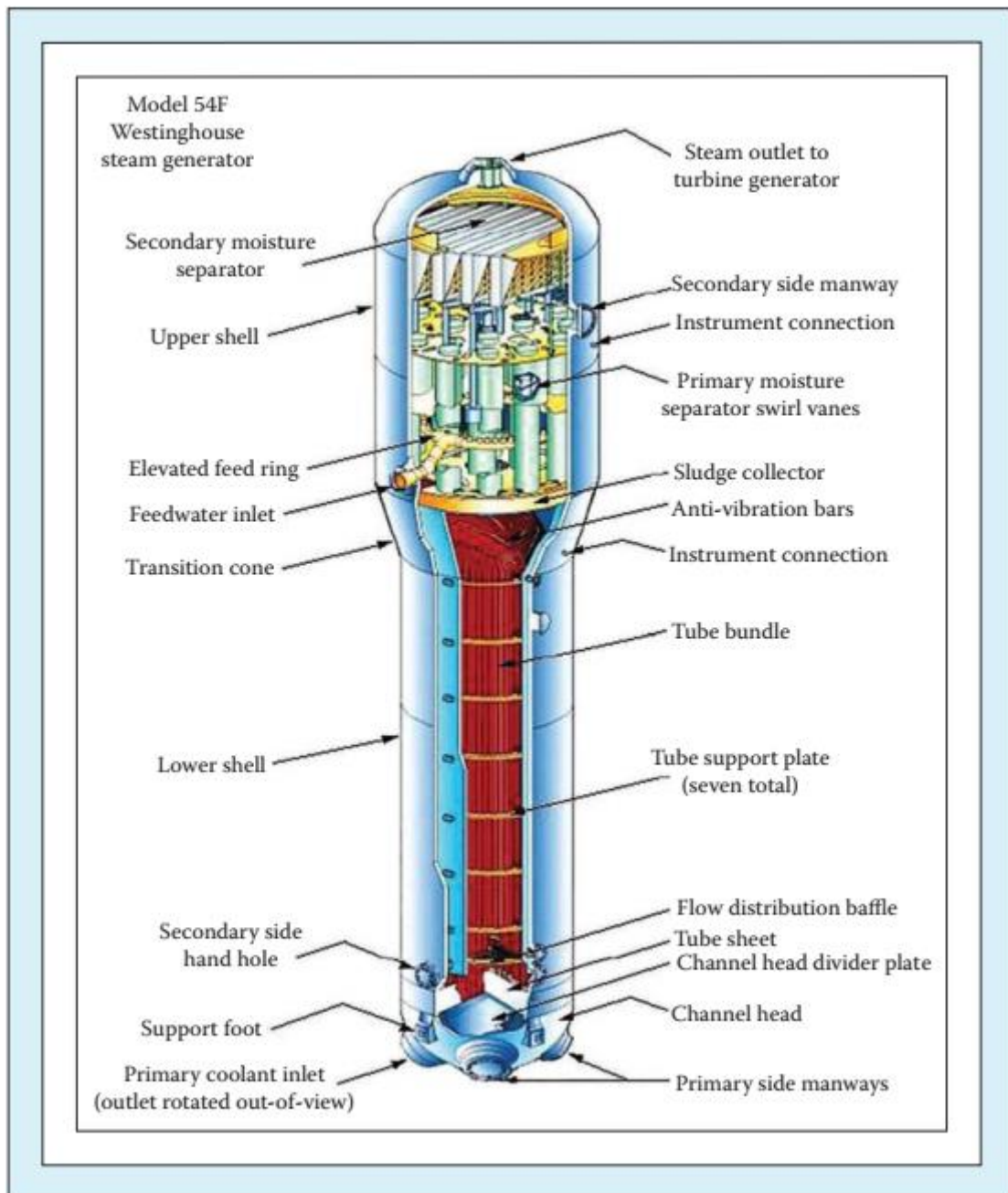


FIGURE.I.2 : Vue en coupe d'un générateur de vapeur à tube en U d'un REP de Westinghouse. (De Westinghouse Nucléaire.)



FIGURE.I.3 : Un exemple d'un SG horizontal fabriqué par AndreaTek. (Voir AndreaTek.com)

I-6. CARACTERISTIQUES DES GENERATEURS DE VAPEUR ET LEURS GEOMETRIES INTERNES

Dans la plupart des centrales nucléaires aux États-Unis, des générateurs de vapeur à tube en U montés verticalement sont utilisés. Une image de l'un de ces générateurs est présentée à la FIGURE.I.4. Chaque générateur de vapeur se compose de deux sections distinctes appelées (1) la section de l'évaporateur et (2) la section du tambour à vapeur. La section de l'évaporateur contient les tubes en U, tandis que la section du tambour à vapeur contient l'équipement de séparation de l'humidité. Le tambour à vapeur est normalement situé au sommet du générateur de vapeur. Les paramètres de conception spécifiques d'un générateur de vapeur Westinghouse sont présentés dans le tableau I.4. L'eau de la boucle primaire s'écoule en sens inverse de la vapeur produite dans la boucle secondaire. Cette configuration d'écoulement particulière donne ce qu'on appelle un générateur de vapeur à contre-courant car les flux d'écoulement sont alignés dans des directions opposées.* Les générateurs de vapeur utilisés dans les centrales nucléaires sont conçus et fabriqués conformément aux sections 2, 3 et 9 de l'ASME Boiler et Code des appareils à pression. Le générateur de vapeur à tube en U vertical avec tambour à vapeur intégré a été utilisé pour la première fois par Westinghouse dans une

centrale nucléaire commerciale en 1960. Depuis lors, cette conception a subi plusieurs modifications et révisions de conception majeures. Les changements de conception ont normalement été évolutifs plutôt que révolutionnaires. Le générateur de vapeur modèle F est le générateur de vapeur standard des REP de Westinghouse depuis 1976. Cependant, dans l'AP-1000, un autre générateur de vapeur (conçu à l'origine par Combustion Engineering) est désormais utilisé [10].

TABLEAU I.4 : Données de conception du générateur de vapeur Westinghouse modèle F, largement utilisé dans les centrales nucléaires modernes.

Steam Generator Design Parameters for a Modern PWR Made by Westinghouse	
Type of steam generator	U-tube steam generator with integral steam drum
Orientation and flow direction	Vertically oriented with counterflow
Overall height	20.6 m (~68 ft)
Operating pressure (tube side)	2,250 PSI
Design pressure (tube side)	2,500 PSI
Design temperature (tube side)	343°C (650°F)
Flow rate (tube side)	4,420 kg/s
Coolant inlet temperature (tube side)	327°C (621°F)
Coolant outlet temperature (tube side)	292°C (558°F)
Operating pressure (shell side) 2-loop plant	920 PSI
Operating pressure (shell side) 3-loop plant	964 PSI
Operating pressure (shell side) 4-loop plant	1,000 PSI
Design pressure (shell side)	1,200 PSI
Steam flow rate (shell side)	480 kg/s
Maximum moisture at outlet (shell side)	~0.025%
Shell and tube material	Mn-Mo steel; thermally treated Inconel
Operating weight (unflooded)	384,000 kg (422 tons)
Operating weight (flooded)	508,000 kg (560 tins)

Source: Westinghouse—See http://www4.ncsu.edu/~doster/NE405/Manuals/PWR_Manual.pdf.

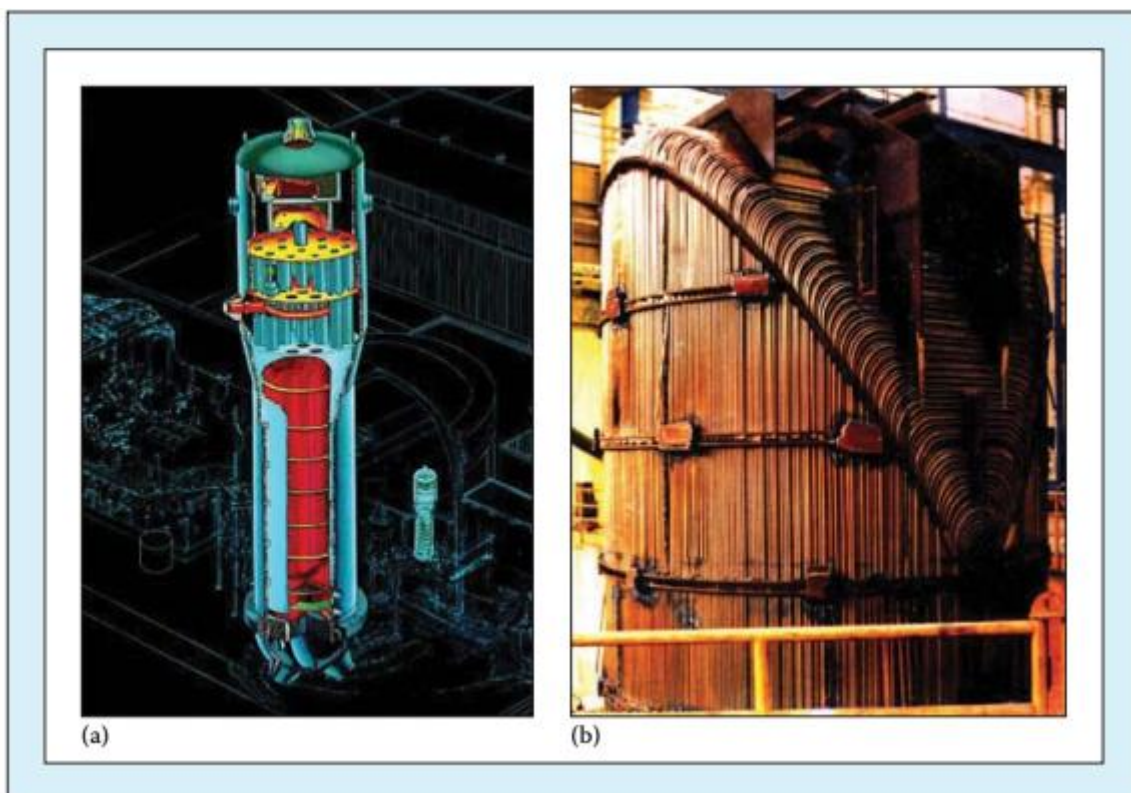


FIGURE.I.4 Un rendu d'un générateur de vapeur à tube en U (a) et de la rangée de tubes exposés d'un générateur de vapeur à tube en U (b). (Photos fournies par la Westinghouse Nuclear Corporation et Wikipedia—voir <http://me1065.wikidot.com/nuclear-pressurized-water-reactor-pwr>.)

I-7. POMPES A LIQUIDE DE REFROIDISSEMENT DE REACTEUR

Chaque branche de la boucle primaire d'un REP possède une pompe à eau (ou RCP) distincte. La disposition des boucles primaires d'un REP de Westinghouse est illustrée à la FIGURE.I.5. Les pompes primaires du réacteur pompent de l'eau froide dans le cœur, où elle est chauffée puis envoyée aux générateurs de vapeur pour extraire la chaleur supplémentaire. Une vue en coupe transversale de l'une de ces pompes à liquide de refroidissement est illustrée à la FIGURE.I.6. Le débit à travers un RCP typique est d'environ 7 000 kg/s, donc le débit total à travers le cœur est simplement le nombre de pompes (deux, trois ou quatre) fois le débit individuel à travers une seule pompe. En général, une pompe à eau primaire consomme beaucoup d'énergie et il n'est pas rare que toutes ces pompes consomment jusqu'à 2 % de la puissance électrique totale de la centrale. Un RCP moderne peut consommer entre 6 et 7 MWE d'énergie électrique lorsqu'il fonctionne normalement (environ 1 mégawatt [MW])

d'électricité pour chaque 1 000 ks/s de liquide de refroidissement pompé (voir FIGURE.I.6). Normalement, chacune des pompes de liquide de refroidissement dans un REP est situé à côté du générateur de vapeur qu'il dessert dans le même sous-compartiment. En d'autres termes, dans la plupart des REP, les RCP et les SG sont fournis par paires. Les RCP sont conçus pour fonctionner pendant de nombreuses années avec un minimum d'entretien. Pour Par exemple, le RCP dans un Westinghouse AP-1000, qui est une conception plus avancée, a des joints qui peuvent être remplacés plus facilement que dans les conceptions précédentes [11]. Les pompes à liquide de refroidissement sont maintenant un composant très fiable de toutes les centrales nucléaires. Les paramètres de conception pour un Les RCP de Westinghouse sont présentés dans le tableau I.5.

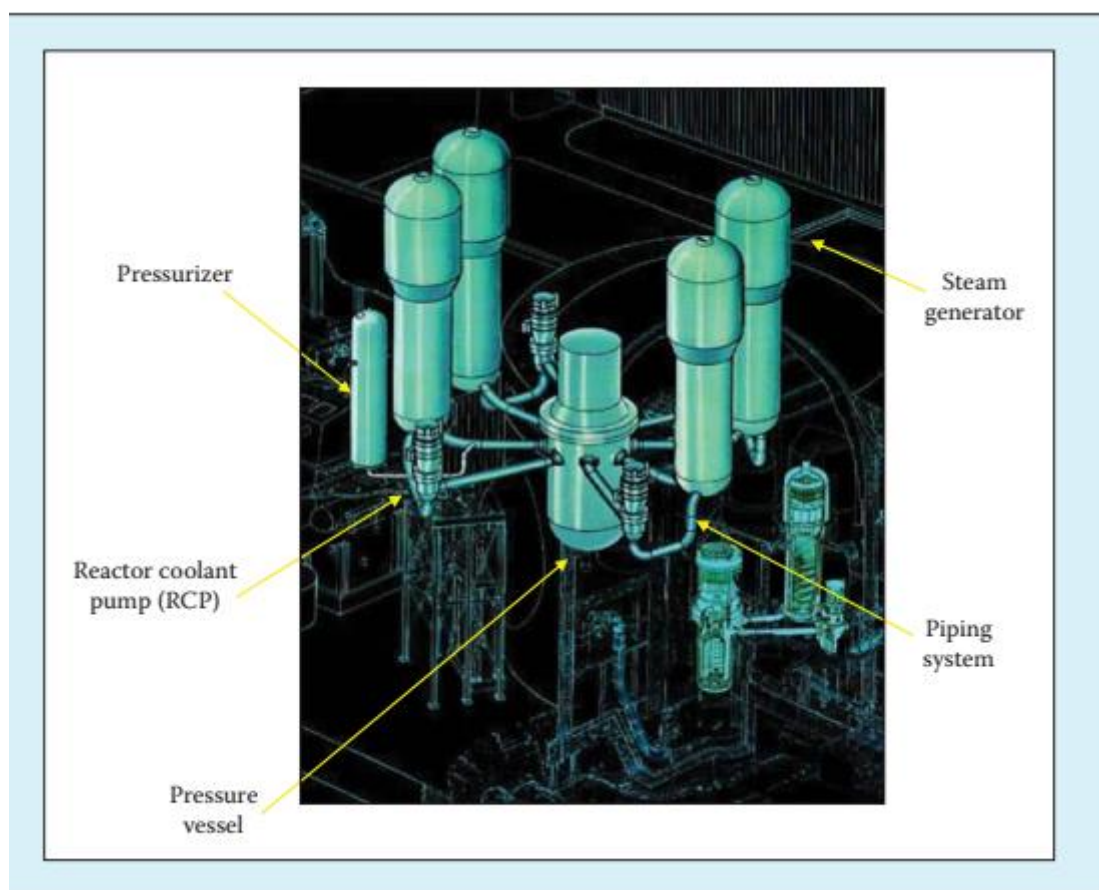


FIGURE.I.5 : Les RCP, les GV, le pressuriseur, la cuve du réacteur et les boucles de refroidissement primaire dans un grand REP. (Avec l'aimable autorisation de Westinghouse—voir <http://me1065.wikidot.com/nuclear-pressurized-water-reactor-pwr.>)

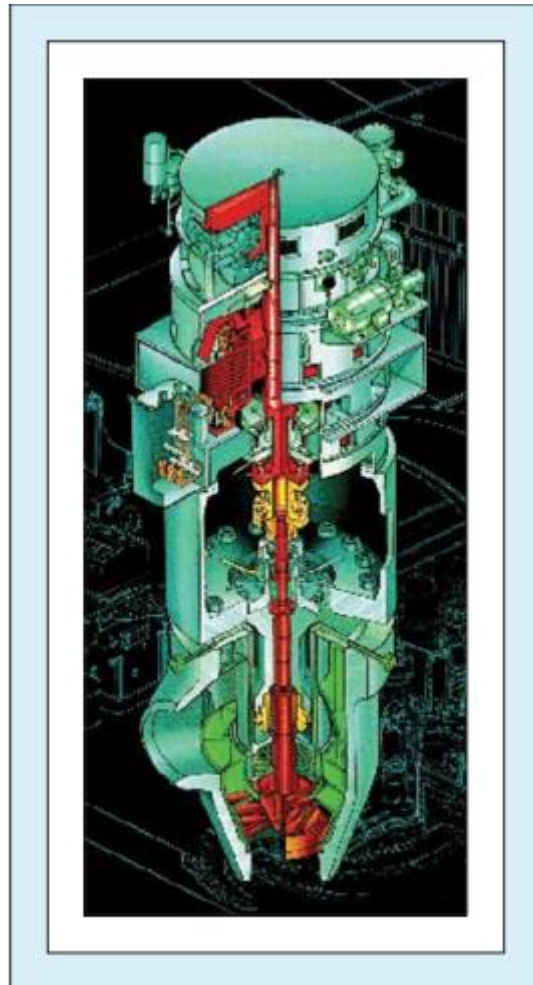


FIGURE.I.6 : La vue en coupe d'un RCP d'un REP de Westinghouse. (Photo fournie par le Westinghouse Nuclear Société.)

Dans les centrales nucléaires modernes, l'ensemble moteur à induction et pompe peut être retiré du boîtier pour inspection et maintenance sans avoir à séparer les tuyaux de liquide de refroidissement du boîtier. Les pièces de la pompe à liquide de refroidissement qui entrent en contact avec le liquide de refroidissement sont en acier inoxydable et les roulements sont la seule exception majeure à cette règle. Un grand RCP contient normalement trois roulements radiaux composés d'alliages spécialement conçus. Deux d'entre eux sont situés dans le moteur et le troisième est utilisé pour supporter l'arbre. Dans la plupart des RCP, le moteur est un moteur à induction triphasé à une vitesse, refroidi par air. La vitesse de fonctionnement du moteur est d'environ 1 200 tr/min. La puissance moyenne d'un RCP est d'environ 7 000 CV, ce qui correspond à peu près à la puissance de 30 à 40 voitures particulières. Les réacteurs CANada Deutérium Uranium (CANDU), qui sont un autre exemple de REP, utilisent de l'eau lourde plutôt que de l'eau légère dans la boucle primaire pour refroidir le cœur. L'eau lourde

permet à ces réacteurs de fonctionner avec du dioxyde d'uranium issu du seul uranium naturel. Pour cette raison, les réacteurs CANDU utilisent un type de RCP pour pomper l'eau lourde et un autre type de RCP pour pomper l'eau légère. De l'eau légère est toujours utilisée pour refroidir la boucle secondaire. Cependant, les conceptions de ces pompes à liquide de refroidissement sont par ailleurs très similaires [12] [38].

TABLEAU I.5 : Paramètres de conception pour un RCP Westinghouse

Design Parameters for a Reactor Coolant Pump Made by Westinghouse ^a	
Pumps on the primary side	2–4
Pumps per loop	1
Type of pump	Single-stage circulating water pump
Mass flow rate	6200 kg/s
Pressure head	85 m (~280 ft)
Design pressure	2500 PSI (17.25 MPa)
Design temperature	343°C (650°F)
Suction temperature at full power	292°C (557°F)
Motor type	AC induction motor (three phase)
Motor voltage	6600 V
Casing diameter	200 cm (~6 ft 5 in.)
Height	8.5 m (28 ft)
Operating speed	~1200 RPM
Efficiency	~85%
Pump horsepower	7000 HP
Number of bearings	3

^a Model number 93A1.

I-8. LE PRESSURISEUR

Un autre composant extrêmement important d'un REP est un dispositif intéressant appelé pressuriseur. Le pressuriseur est utilisé par les exploitants de réacteurs pour maintenir le niveau de pression dans la boucle primaire et éviter que le fluide caloporteur du cœur ne bouille par inadvertance. Une image d'un pressuriseur typique est illustrée à la FIGURE.I.7. Les pressuriseurs sont des appareils massifs pouvant mesurer entre 8 m et 12 m de haut. Ce sont essentiellement d'énormes réservoirs d'équilibre qui maintiennent le niveau de pression du système à environ 2 250 PSI (15,5 MPa) dans la boucle primaire. Le haut du pressuriseur est rempli d'un gaz inerte et le bas du pressuriseur est rempli d'eau ordinaire. Un réchauffeur électrique au bas du pressuriseur chauffe l'eau et la fait se dilater. Cette dilatation thermique augmente le niveau de pression dans le réservoir, ce qui provoque une augmentation de la

pression dans la boucle primaire. Le processus inverse est utilisé pour réduire la pression du système lorsque le réacteur devient trop chaud [13].

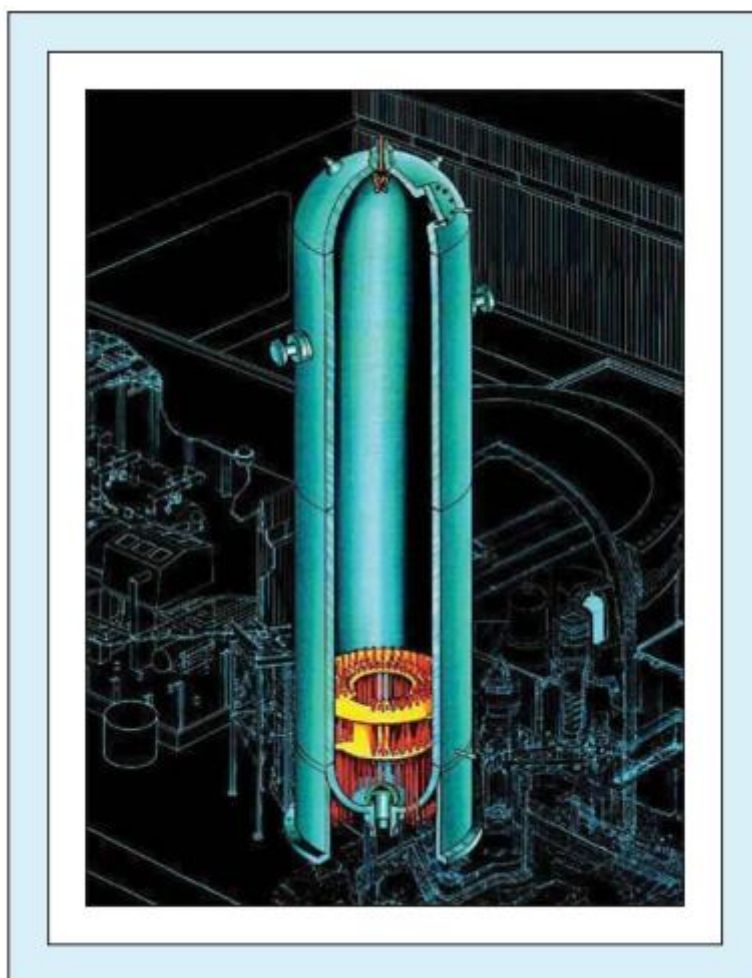


FIGURE.I.7 : Vue en coupe d'un pressuriseur utilisé dans un REP de Westinghouse. (Avec l'aimable autorisation de la Westinghouse Nuclear Corporation.)

Une buse de pulvérisation en haut du pressuriseur lui ajoute de l'eau froide de la branche froide, ce qui condense le gaz dans la partie supérieure du réservoir, ce qui fait chuter le niveau de pression dans le pressuriseur (et la boucle primaire). En cas de surtension rapide, le niveau de pression dans la boucle primaire peut augmenter et le pressuriseur réagit en ouvrant une soupape de sécurité sur le dessus du pressuriseur. De cette manière, la pression du système peut être soigneusement contrôlée et/ou surveillée. En d'autres termes, la fonction principale du pressuriseur est de limiter les changements de pression du système dans la boucle primaire lors de transitoires planifiés ou non. Pendant le fonctionnement en régime permanent,

environ 60 % du volume du pressuriseur est occupé par de l'eau et les 40 % restants sont occupés par de la vapeur. L'eau du pressuriseur est normalement maintenue à une température de fonctionnement d'environ 345°C, ce qui donne une marge de sous-refroidissement (différence entre la température du pressuriseur et la température la plus élevée dans le cœur du réacteur) d'environ 15°C. Les transitoires thermiques dans le cœur peuvent entraîner de grandes variations du volume d'eau dans le pressuriseur, et le pressuriseur doit donc être conçu pour résister à ces transitoires sans découvrir les radiateurs électriques ou vider complètement le pressuriseur [14].

Un pressuriseur peut également servir de dispositif de compensation de pression lorsque la demande en électricité augmente et diminue. Par exemple, si la demande d'électricité est temporairement réduite la nuit, cela entraînera une augmentation temporaire de la température du liquide de refroidissement du réacteur. Le liquide de refroidissement dans la boucle primaire se dilatera, ce qui entraînera une augmentation du niveau d'eau dans le pressuriseur. Cette augmentation du niveau d'eau comprime la vapeur et active les soupapes de surpression au sommet du pressuriseur afin que de l'eau froide puisse être pulvérisée sur la vapeur pour la condenser. Cette action de trempe réduit la pression dans la boucle primaire et limite l'augmentation de la pression du système. Inversement, une augmentation de la charge électrique de l'usine, qui se produit normalement pendant la journée, diminuera temporairement la température moyenne du liquide de refroidissement, et le volume de liquide de refroidissement dans la boucle primaire sera également réduit. Le liquide de refroidissement s'écoule ensuite du pressuriseur dans la boucle primaire pour donner au système de refroidissement l'eau supplémentaire dont il a besoin. L'eau du pressuriseur se transforme alors en vapeur pour limiter la baisse de pression. Ce cycle peut se répéter plusieurs fois au cours d'une journée alors que la charge électrique fluctue de haut en bas. Les paramètres de conception d'un pressuriseur Westinghouse sont présentés dans le tableau I.6. Le contrôle à court terme d'un REP est généralement réalisé en déplaçant des barres de contrôle qui sont insérées de haut en bas dans le cœur par le haut. Les barres de commande sont généralement constituées de carbure de bore ou d'un matériau comparable capable d'absorber un grand nombre de neutrons thermiques. (L'indium, le cadmium et l'hafnium font partie des autres.) Les barres de commande sont discutées plus en détail au chapitre 5. Cependant, les REP sont principalement contrôlés à l'aide d'un système de cales chimiques

(voir la discussion à ce sujet au chapitre 1 également). Dans ce type de système, l'acide borique est dissous dans le liquide de refroidissement (à une concentration d'environ 1 500 parties par million [PPM]), et le bore-10 dans l'acide borique est ensuite utilisé pour absorber les neutrons supplémentaires.

TABLEAU I.6 : Paramètres de conception des pressuriseurs dans un REP de Westinghouse

Design Parameters for Some Westinghouse Pressurizers			
Design Parameter	Two-Loop Plant	Three-Loop Plant	Four-Loop Plant
Number of pressurizers	1	1	1
Pressurizer height	9.6 m (31.4 ft)	12.8 m (42.1 ft)	16.1 m (52.8 ft)
Pressurizer diameter	2.3 m (7.6 ft)	2.3 m (7.6 ft)	2.3 m (7.6 ft)
Water volume	17.0 m ³	23.8 m ³	30.6 m ³
Steam volume	11.3 m ³	15.9 m ³	20.4 m ³
Design pressure	2,500 PSI	2,500 PSI	2,500 PSI
Design temperature	360°C (680°F)	360°C (680°F)	360°C (680°F)
Type of heaters	Electric immersion	Electric immersion	Electric immersion
Number of heaters	78	78	78
Heater power	~1,000 kW	1,400 kW	1,800 kW
Number of relief valves	2 power operated	2 power operated	2 power operated
Number of safety valves	3 self-actuating	3 self-actuating	3 self-actuating
Spray rate (transient/continuous)	32.0 L/s and 36.0 mL/s	44.0 L/s and 63.0 mL/s	57.0 L/s and 63.0 mL/s
Operating weight	62,700 kg	84,500 kg	106,000 kg
Flooded weight	80,900 kg	110,000 kg	140,000 kg

Source: Westinghouse.

Le combustible d'un REP peut également contenir des poisons combustibles tels que le gadolinium mélangé aux barres de combustible pour réduire la quantité de pic de puissance radiale et pour éliminer le besoin d'une cale chimique supplémentaire pendant la durée de vie du cœur. Une image de la variation de la concentration de bore dans la cale chimique en fonction du temps dans un REP type est illustrée à la FIGURE.I.27. Lorsque la concentration de bore soluble tombe à 0, le combustible est complètement brûlé et certains des assemblages combustibles du cœur doivent être remplacés. Normalement, cela se produit à des intervalles de temps compris entre 12 et 18 mois. Ensuite, un quart à un tiers des assemblages combustibles du cœur doivent être remplacés en même temps. Lorsque la taille d'un cœur de REP devient importante, le cœur peut être réduit en augmentant l'enrichissement moyen du combustible. Normalement, les sous-marins nucléaires, les porte-avions et les fusées à propulsion nucléaire utilisent des cœurs de réacteurs très petits et hautement enrichis pour

générer l'énergie nécessaire aux systèmes de propulsion. Dans le cas d'un sous-marin nucléaire, le cœur d'un réacteur ne peut mesurer qu'un ou deux mètres de haut, et pour que cela soit possible, la quantité d'U-235 dans le combustible doit être comprise entre 90 % et 95% (en poids). Malheureusement, l'uranium hautement enrichi peut être très coûteux, et de ce fait, il n'est pas économiquement faisable d'utiliser de l'uranium de ce type dans une centrale électrique commerciale. Cependant, ses applications dans les réacteurs militaires et dans les sondes spatiales n'ont cessé de croître [15].

I-9. ASSEMBLAGES COMBUSTIBLES POUR REP

Les assemblages combustibles REP ont tendance à être de forme carrée, et les crayons combustibles individuels à l'intérieur d'eux sont généralement disposés en Matrices 15×15 , 17×17 ou 19×19 . Ces assemblages combustibles sont examinés plus en détail au chapitre 11. L'enrichissement des crayons combustibles dans un assemblage combustible donné est relativement uniforme, bien que l'enrichissement puisse varier d'environ 50 % entre les assemblages combustibles neufs et les plus anciens. Les assemblages combustibles REP ont tendance à avoir une hauteur comprise entre 4 et 5 m, bien que la hauteur active du combustible soit comprise entre 3 et 4 m. (Le reste de l'espace est occupé par des chambres à gaz de fission situées au-dessus et au-dessous d'elles, appelées plénums de gaz de fission.) Les assemblages combustibles des REP mesurent environ 20 cm de diamètre et peuvent peser entre une demi-tonne et une tonne complète. Les cœurs des REP sont relativement ouverts et leurs assemblages combustibles reflètent également cette caractéristique de conception. Un assemblage combustible typique aura entre 10 et 20 emplacements de crayons vacants où les crayons de commande peuvent être insérés dans l'assemblage par le haut. Toutes les positions dans un assemblage combustible ne nécessitent pas une barre de combustible ou une barre de contrôle, et parfois un espace est prévu pour ce que l'on appelle un "cosse de guidage" où une barre source de neutrons, une instrumentation spécifique ou un segment de combustible d'essai peuvent être placés. Les assemblages combustibles REP sont plutôt uniformes et homogènes par rapport à leurs homologues REB. (Cela les rend plus faciles à analyser d'un point de vue neutronique et thermohydraulique.) Le bas et le haut de chaque assemblage combustible sont conçus pour fournir le plus de support mécanique possible car le combustible à base de dioxyde d'uranium est très lourd. L'eau s'écoule sur les crayons combustibles à environ 5 m/s, et si l'assemblage combustible n'était pas solidement attaché,

la force de frottement de l'eau circulant sur les crayons combustibles pourrait être suffisamment élevée pour soulever l'assemblage combustible hors de son berceau ! (Dans de nombreux réacteurs, des ressorts sont fournis au sommet du cœur pour empêcher que cela ne se produise) [36].

Un REP type de 1 000 MWE peut contenir entre 180 et 200 assemblages combustibles, et chaque assemblage combustible peut contenir entre 250 et 350 crayons combustibles. Cela signifie qu'un REP de 1 000 MWE peut avoir entre 40 000 et 50 000 crayons combustibles et entre 15 et 18 millions de pastilles de combustible. Une fois les assemblages combustibles chargés dans le cœur, ils peuvent y rester plusieurs années en fonction de la durée du cycle de rechargement. Pendant le ravitaillement, qui se produit généralement à des intervalles de 12, 18 ou 24 mois, une partie du combustible irradié (généralement un tiers du cœur) est retiré pour être stocké, tandis que le combustible restant est placé à un autre endroit dans le cœur pour être brûlé de nouveau. Cela aide à aplatir le profil de puissance radiale et à extraire plus d'énergie du carburant non brûlé restant. Normalement, un assemblage combustible individuel génère entre 15 et 17 MW de puissance thermique.

Lorsque le rendement thermique de la centrale est pris en compte, cela signifie que chaque assemblage combustible du cœur est responsable de la génération d'environ 5 MW d'énergie électrique. Ce nombre diminue quelque peu au fur et à mesure que le combustible continue à être brûlé. L'aplatissement du profil de puissance radial aide un REP à fonctionner plus efficacement car il minimise la libération de gaz de fission radioactifs du combustible. Les REP russes sont appelés VVER et leurs assemblages combustibles sont disposés en réseaux hexagonaux (voir FIGURE.I.10). Sinon, globalement leur longueur et leur structure sont très proches de celles d'un REP occidental. L'assemblage combustible d'un REP moderne est représenté sur les figure.I.8 et I.9. Dans la section suivante, nous aimerions discuter de la différence entre un réacteur VVER russe et un réacteur Westinghouse ou AREVA PWR [36].

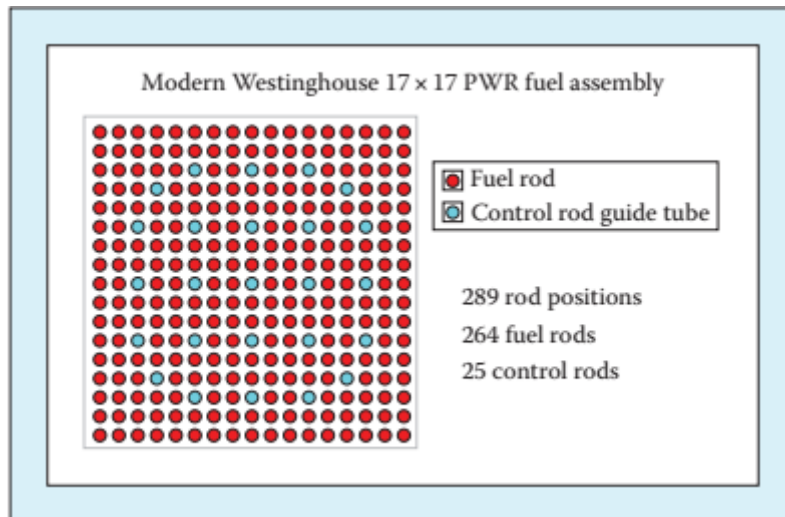


FIGURE.I.8 : Un assemblage combustible 17 x 17 utilisé dans un REP de Westinghouse moderne. Les trous d'eau bleus sont réservés à l'instrumentation du réacteur et aux barres de contrôle. (Photo dessinée par l'auteur.)

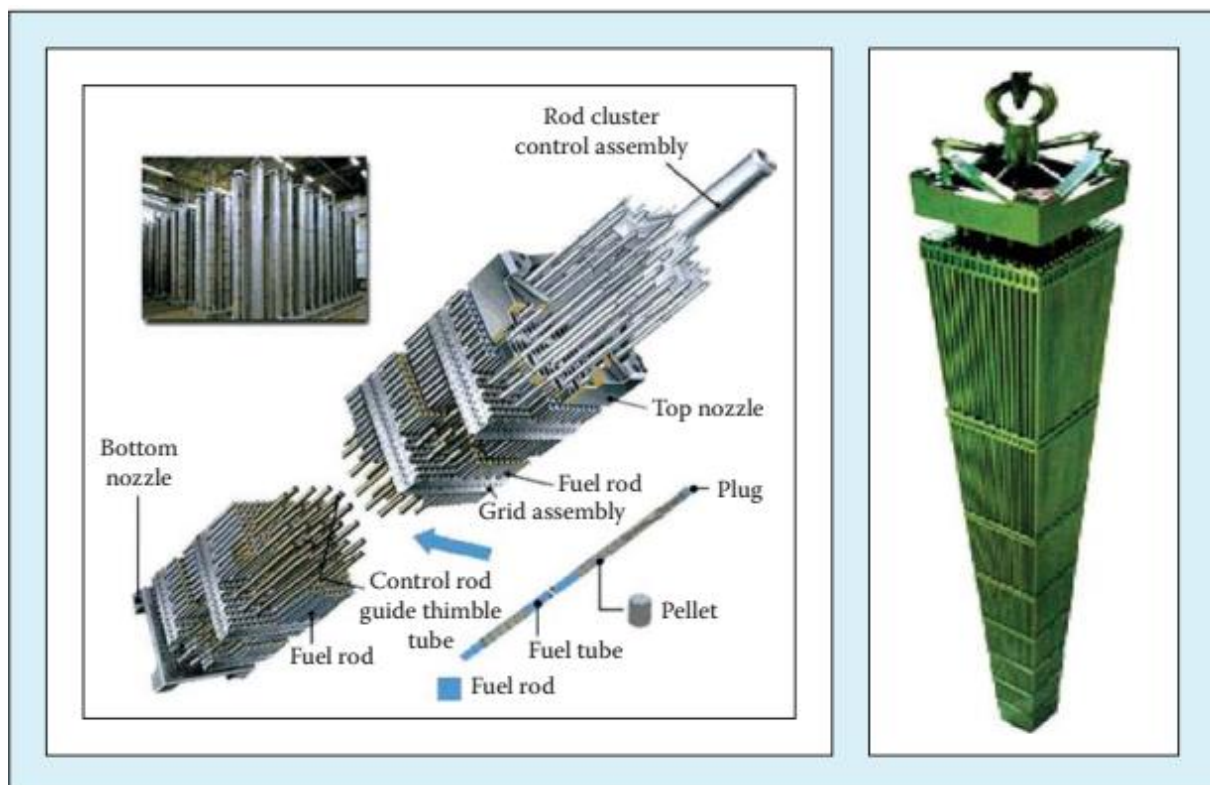


FIGURE.I.9 : Vue schématique d'un assemblage combustible REP. (De <http://www.world-nuclear.org>.)

CHAPITRE II :
THERMODHYDR
A-LIQUES DES
REACTEURS

CHAPITRE II : THERMOHYDROLIQUES DES REACTEURS

II-1. INTRODUCTION :

La thermohydraulique : est la partie de la mécanique des fluides qui porte sur les mouvements de fluides (liquides ou gaz) en prenant en compte les effets de la température [6].

La thermohydraulique (T / H) est l'étude ou l'analyse d'un fluide affectée par l'ajout de chaleur. Le fluide peut être un fluide multiphase à plusieurs composants qui est généralement s'écoulant ou s'accéléralant dans une structure fixe, par exemple, un système de tuyauterie ou une grande cuve. La chaleur peut être ajoutée de différentes manières. Par exemple, de la chaleur peut être ajoutée à un fluide à partir de la conduction à travers un échangeur de chaleur ou par transfert de chaleur par rayonnement à partir de barres extrêmement chaudes. En raison du potentiel nature complexe de l'ingénierie et de l'analyse thermohydraulique, les méthodes utilisées pour simuler le comportement de l'écoulement de fluide multiphase est très compliqué [16].

Nucléaire T / H est lié à la recherche appliquée sur une variété de questions liées au réacteur nucléaire T / H et sécurité, qui traitent de la production et de l'utilisation de l'énergie. Certains des sujets de recherche peuvent inclure ce qui suit:

- Phénomènes monophasés et biphasés dans les micro-canaux chauffés (transfert de chaleur par convection, ébullition, début de l'instabilité d'écoulement, régimes d'écoulement, perte de charge monophasée et biphasée)
- Phénomènes monophasés et biphasés dans les faisceaux de tubes (visualisation des flux, schémas d'écoulement biphasés)
- T / H de la production par accéléralateur d'un système tritium (apt) • Amélioration du transfert de chaleur bouillante • Processus de transfert interphase en flux biphasé
- Transport d'espèces traces radioactives et d'aérosols dans des bulles

- Condensation dans les systèmes à flux biphasé avec incondensables
- Modélisation du flux de brouillard diphasique hors équilibre
- Hydrodynamique de l'écoulement diphasique à contre-courant
- Hydrodynamique des systèmes à écoulement triphasé (c.-à-d. Gaz, liquide, particules solides)
- Modélisation numérique de la condensation avec des incondensables
- Modélisation de la condensation dans les codes des systèmes thermohydrauliques
- Test dynamique et simulation des systèmes de contrôle numérique de l'eau d'alimentation dans l'eau bouillante réacteur (REB).
- Visualisation de flux et vélocimétrie d'image de particules pour un écoulement diphasique sans équilibre
- Développement d'instruments de mesure de la fraction d'humidité en ligne
- Modélisation mécanistique des explosions de vapeur
- T / H des piles à combustible Couvrir ces domaines est certainement une entreprise immense, et il faut avoir une compréhension de la science thermodynamique. La thermodynamique est la science qui traite de la production d'énergie, stockage, transfert et conversion, tandis que T / H, également appelé thermohydraulique, est l'étude de l'écoulement hydraulique dans les systèmes thermiques. Un exemple courant est la production de vapeur dans les centrales électriques et le transfert d'énergie associé au mouvement mécanique et au changement d'états de l'eau pendant ce processus. C'est un sujet très vaste qui touche la plupart des domaines scientifiques, y compris biologie et microélectronique. Les principales formes d'énergie considérées dans ce texte seront le nucléaire, thermique, chimique, mécanique et électrique.

Chacun de ceux-ci peut être converti en une forme différente avec des efficacités très variables. La conversion est principalement intéressée par la thermodynamique d'énergie d'une forme à une autre via des moyens thermiques. Cependant, avant d'entrer dans les détails de conversion d'énergie thermique, considérons un exemple plus familier. La mécanique newtonienne définit le travail comme une force agissant à distance sur un objet.

Effectuer un travail est une manière de générer énergie. Le travail lui-même n'est pas une forme d'énergie mais un moyen de transférer de l'énergie à une masse. Par conséquent, lorsqu'une masse gagne de l'énergie, une autre masse, ou champ, doit perdre cette énergie [17].

II-2. CONCEPTION THERMO-HYDRAULIQUE DES CŒURS DE REACTEURS NUCLEAIRES

Un aspect important de l'analyse du cœur d'un réacteur nucléaire implique la détermination du répartition optimale du débit de liquide de refroidissement et chute de pression à travers le noyau. D'un côté, des débits de liquide de refroidissement plus élevés conduiront à de meilleurs coefficients de transfert de chaleur et à des CHF plus élevés limites.

D'autre part, des débits plus élevés entraîneront également des chutes de pression plus importantes à travers le noyau, donc des puissances de pompage requises plus importantes et des charges dynamiques plus importantes sur le noyau Composants. Ainsi, le rôle de l'analyse du cœurhydrodynamique et thermo-hydraulique est de trouver des conditions de travail appropriées qui garantissent un fonctionnement sûr et économique du centrale nucléaire [18].

L'énergie libérée lors de la fission nucléaire apparaît comme l'énergie cinétique de la réaction de fission produits et enfin sous forme de chaleur générée dans les éléments combustibles nucléaires. Cette chaleur doit être retiré du combustible et du cœur du réacteur et utilisé pour produire de l'énergie électrique. Les principaux objectifs de la conception des noyaux thermiques incluent l'obtention d'une densité de puissance élevée (pour minimiser la taille du cœur), une puissance spécifique élevée (pour minimiser l'inventaire de carburant) et un liquide de refroidissement élevé températures de sortie (pour maximiser l'efficacité thermodynamique).

II-3. PROFILS DE TEMPERATURE DU LIQUIDE DE REFROIDISSEMENT DANS DIFFERENTES CONCEPTIONS DE REACTEURS

Les températures dans un cœur de réacteur sont déterminées par la forme des profils de puissance radiale et axiale ainsi que par le débit du fluide caloporteur. Cependant, nous aimerions démontrer à quoi ressemblent les profils de température des crayons combustibles et du liquide de refroidissement dans un REP typique et un REB typique dans des conditions de fonctionnement normales. Nous étendrons ensuite notre analyse pour montrer à quoi ressemblent les profils de température dans un réacteur surgénérateur à métal liquide (ou LMFBR). Les profils de température dans le NSSS sont discutés plus tard, et nous nous concentrerons donc principalement sur la façon dont ils se comportent dans le cœur à ce moment-là [19].

II-4. PROFILS DE TEMPERATURE DANS UN CŒUR DE REP

Le liquide de refroidissement pénètre dans le cœur d'un REP à une température d'environ 292 °C et quitte le cœur à une température d'environ 325 °C. (Les chiffres exacts varient d'une conception à l'autre.) La température d'entrée la plus basse signalée pour un REP commercial aux États-Unis est d'environ 280 °C et la plus élevée est d'environ 295 °C. La température de sortie la plus basse signalée est d'environ 320°C et le plus haut est d'environ 330°C. Les températures et pressions auxquelles ces réacteurs fonctionnent normalement sont indiquées dans le tableau II.1. Ces températures et pressions déterminent alors l'efficacité du cycle thermique du réacteur. Lorsque le profil de puissance est de forme co-sinusoidale, le profil de température dans les crayons combustibles reflète la forme du profil de puissance axial dans le cœur. Cependant, comme le liquide de refroidissement n'est pas autorisé à bouillir (sauf près du sommet des assemblages combustibles les plus chauds), les températures maximales du combustible se produisent légèrement en aval du milieu du cœur (environ un demi-mètre environ dans le cas d'un REP de Westinghouse). La température de gaine suit une tendance similaire mais la température maximale de gaine est atteinte dans ce cas aux trois quarts environ de la distance entre le bas du coeur et le haut (à $z \sim 0,75 H$, où H est la hauteur du coeur). Enfin, la température maximale du liquide de refroidissement n'est atteinte qu'à sa sortie du cœur (à $z = H$) car de la chaleur est continuellement ajoutée au liquide de refroidissement. Les profils de température dans le cœur d'un REP en fonctionnement normal sont illustrés à la FIGURE.I.18. Notez que la température du liquide de refroidissement reste juste en dessous du point d'ébullition, qui pour l'eau liquide à une pression de 2 250 PSI est d'environ 345°C. Le déplacement des barres de commande dans et

hors du cœur peut modifier la forme du profil de puissance axiale (voir FIGURE.I.19), ce qui peut affecter les formes des profils de température du combustible, de la gaine et du liquide de refroidissement dont nous venons de parler. Cependant, le liquide de refroidissement dans un REP n'est jamais vraiment autorisé à bouillir abondamment (à l'exception de la petite quantité d'ébullition nucléée qui peut se produire près du sommet du cœur) - voir la FIGURE.I.20 - et à cause de cela, la température globale du le liquide de refroidissement ne dépasse jamais le point d'ébullition (que l'on appelle parfois température de saturation ou TSAT). Cela garantit qu'un film liquide reste toujours à la surface des crayons combustibles pour assurer le refroidissement dont ils ont besoin [20].

II-5. PASSAGE AUX CONCEPTIONS DE REACTEURS STANDARD

Les coûts de construction des centrales nucléaires et même des centrales au charbon n'ont cessé d'augmenter depuis les années 1970. Certains de ces coûts sont dus à des réglementations environnementales et à des problèmes de sécurité, mais d'autres sont dus à l'augmentation du coût des matériaux de base et de la main-d'œuvre. Lorsque l'accident de Three Mile Island (TMI) s'est produit à Harrisburg, en Pennsylvanie, en 1979, de nombreuses centrales nucléaires ont dû être modernisées pour mettre à niveau leurs systèmes de sécurité et leurs systèmes de contrôle afin d'éviter qu'un accident similaire ne se reproduise. Dans certains cas, les installations ont dû être modernisées différemment en raison de différences de conception entre elles. Cela a eu pour effet d'augmenter le coût du kilowattheure d'électricité produit, et ces coûts ont finalement été répercutés sur le consommateur. L'accident de Tchernobyl en 1986 a également renforcé la nécessité de disposer de systèmes de sécurité standardisés et bien conçus. Dans un effort pour rendre le coût de production d'électricité à partir des centrales nucléaires plus compétitif, les fournisseurs de réacteurs ont exploré différentes façons de simplifier la conception de leurs centrales existantes et de rendre les systèmes de sécurité à l'intérieur de celles-ci plus simples et plus fiables. Il en est résulté une décision de réduire le nombre de composants dans le NSSS et de fournir des sources supplémentaires d'eau de refroidissement en cas d'accident. Cela a également réduit le nombre de pièces personnalisées qu'un réacteur particulier peut avoir, ainsi que le nombre total de pièces dans de nombreux cas. Une autre pratique importante qui a résulté du processus a été la décision d'utiliser des pièces standard et des principes de conception dans la mesure du possible. Par exemple, au lieu d'offrir des réacteurs avec une gamme infinie de

sorties électriques, seuls deux ou trois niveaux de sortie (petit, moyen et grand) sont généralement proposés aux services publics d'électricité aujourd'hui. (Le réacteur russe VVER n'est également proposé que dans quelques tailles standard). Ceci est réalisé en utilisant seulement deux, trois ou quatre générateurs de vapeur identiques dans les REP commerciaux et deux ou trois pompes de recirculation identiques dans les REB commerciaux. Il en résulte alors un ensemble très similaire de centrales électriques ayant des puissances électriques de 300, 600, 900 et 1200 MWE. Par exemple, le Westinghouse AP-600, un REP avancé et relativement modulaire, partage bon nombre de ces caractéristiques de conception [21].

TABLEAU.II.1 : Comparaison des cycles thermiques des centrales électriques pour plusieurs types de REP.

Comparison of the Power Plant Thermal Cycles for Several Types of PWRs					
Type of PWR	US PWR*	EPR	US-APWR	AP-1000	CANDU PHWR
Manufacturer	Westinghouse	AREVA	Mitsubishi	Westinghouse	Atomic Energy of Canada
Plant thermal cycle	Rankine	Rankine	Rankine	Rankine	Rankine
Number of coolant loops	2	2	2	2	2
Coolant in primary loop	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	D ₂ O
Coolant in secondary loop	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O
Thermal efficiency (%)	33.7	34.4	38.0	34.0	29.3
Number of legs in the primary loop	4	4	4	2	2
Number of pumps in the primary loop	4	4	4	4	2
Number of steam generators	4	4	4	2	2
Types of steam generators	U-tube	U-tube	U-tube	U-tube	U-tube
Manufacturer	Westinghouse	AREVA	Mitsubishi	Westinghouse	Atomic Energy of Canada
Primary coolant loop					
Coolant pressure (MPa)	15.5	15.5	15.5	15.5	10.0
Coolant inlet temperature (°C)	293.1	295.3	289.0	280.7	267.0
Coolant outlet temperature (°C)	326.8	329.2	323.7	321.1	310.0
Average core flow rate (kg/s)	17,500	21,000	22,000	13,500	7600
Secondary coolant loop					
Coolant pressure (MPa)	6.89	7.65	6.90	5.67	4.7
Coolant inlet temperature (°C)	227.0	230.0	235.9	226.7	187.0
Coolant outlet temperature (°C)	285.0	291.9	282.8	272.9	260.0

Source: Todreas, N. and Kazimi, M.S., *Nuclear Systems*, Vol. 1, CRC Press, Boca Raton, FL.

* Seabrook.

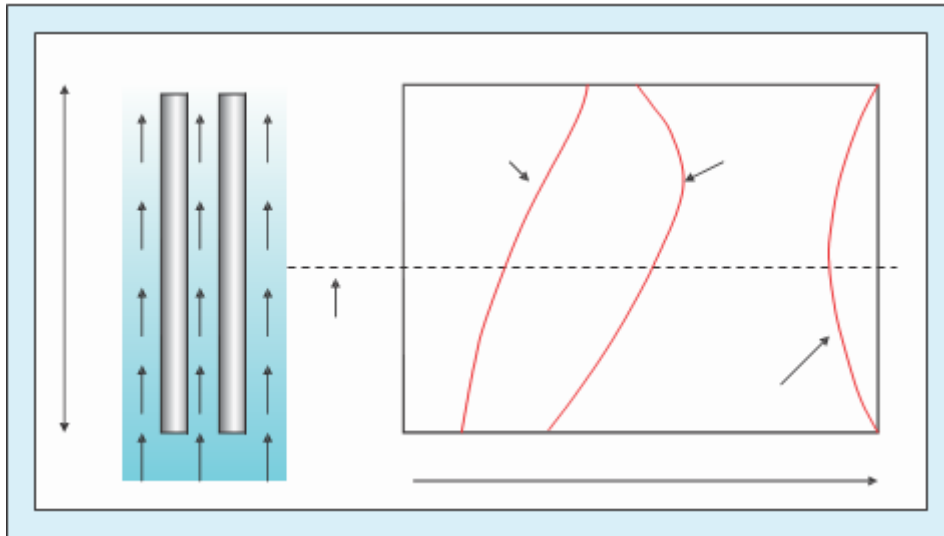


FIGURE.II.1 : Les profils de température axiaux dans le cœur d'un REP avec une forme de puissance axiale co-sinusoidale.

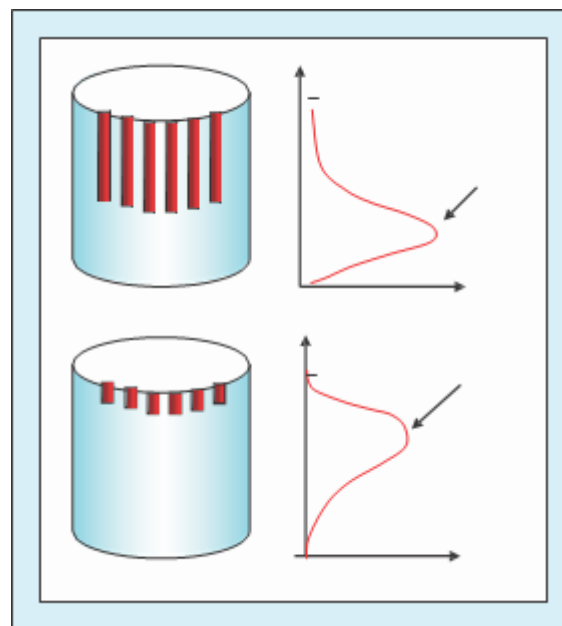


FIGURE.I.2 : Une illustration de la façon dont le déplacement des barres de commande peut modifier la forme du flux dans un REP. Dans un REP, les barres de commande sont insérées par le haut.

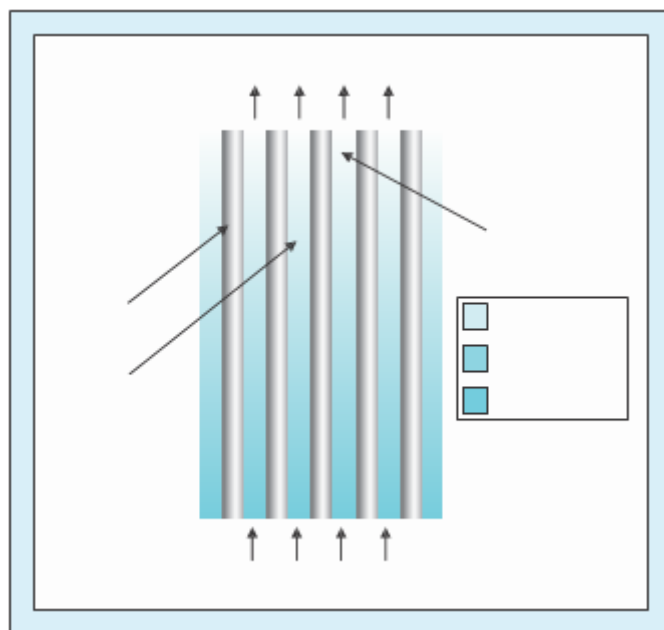


FIGURE.I.3 : Une illustration de l'endroit où des bulles peuvent se former dans le canal de refroidissement chaud d'un REP.

II-6. ANALYSE THERMO-HYDRAULIQUE

Le liquide de refroidissement dans le tube de force du cœur du réacteur nucléaire élimine l'énergie thermique produite dans le combustible nucléaire. Le taux et la forme du transfert d'énergie du combustible nucléaire à travers la gaine et vers le liquide de refroidissement dépendent fortement des conditions thermiques et hydrauliques locales. Ici, nous discuterons de certaines des caractéristiques thermohydrauliques qui caractérisent le système du réacteur [22].

II-6.1. DESCRIPTION DU SYSTÈME

Le système thermohydraulique d'un réacteur nucléaire possède certaines caractéristiques communes aux centrales électriques conventionnelles à combustible fossile. Une source de chaleur élève la température d'un fluide de travail; l'énergie thermique ainsi ajoutée est ensuite transformée en vapeur dans une chaudière; la vapeur pénètre dans une turbine à vapeur sous haute pression induisant une énergie de rotation; l'arbre de la turbine est directement connecté à un générateur qui alimente en électricité un réseau de distribution ; la vapeur basse pression et de faible qualité 1S éjectée s'est ensuite condensée avec de l'eau

de rivière ou de lac et est retournée à la chaudière. La figure.II.4 fournit une représentation schématique simple de ces caractéristiques pour le réacteur CANDU-PHW.

Contrairement au système CANDU-PHW à deux boucles, nous considérons le système à une boucle ou à cycle direct du système CANDU-BLW (Boiling Light Water) tel qu'illustré à la Figure.II.5. Dans ce cycle, la vapeur qui entraîne la turbine est générée directement dans le cœur. Ici, on note également l'orientation verticale des canaux de refroidissement et que l'écoulement est vers le haut. Au fur et à mesure que l'eau de refroidissement légère traverse le cœur, elle passe d'une phase monophasée à une phase biphasée. Considérez une description plus détaillée du CANDU-PHW. Sur la figure.II.6, nous montrons certains des composants supplémentaires du système thermohydraulique des réacteurs de Bruce [23].

Sont également montrés ici certains des paramètres de température, de pression et de débit. Notez une configuration en huit dans cette boucle de liquide de refroidissement. Le fluide qui traverse un ensemble distinct de chaudières et traverse le noyau dans la direction opposée. En effet, le fluide caloporteur est amené à circuler en sens inverse dans des canaux adjacents.

Le circuit caloporteur primaire se caractérise par l'installation de deux circuits principaux afin de réduire le taux de purge du réacteur en cas de perte brutale de fluide caloporteur. Chacune des deux boucles contient deux pompes, deux chaudières et des collecteurs d'entrée et de sortie du réacteur. Quatre échangeurs de chaleur identiques transfèrent la chaleur du liquide de refroidissement du réacteur pour élever la température et faire bouillir l'eau d'alimentation. Ces échangeurs de chaleur se composent d'un faisceau de tubes en U verticaux inversés installés dans une coque construite conformément au code ASME sur les chaudières et les appareils à pression.

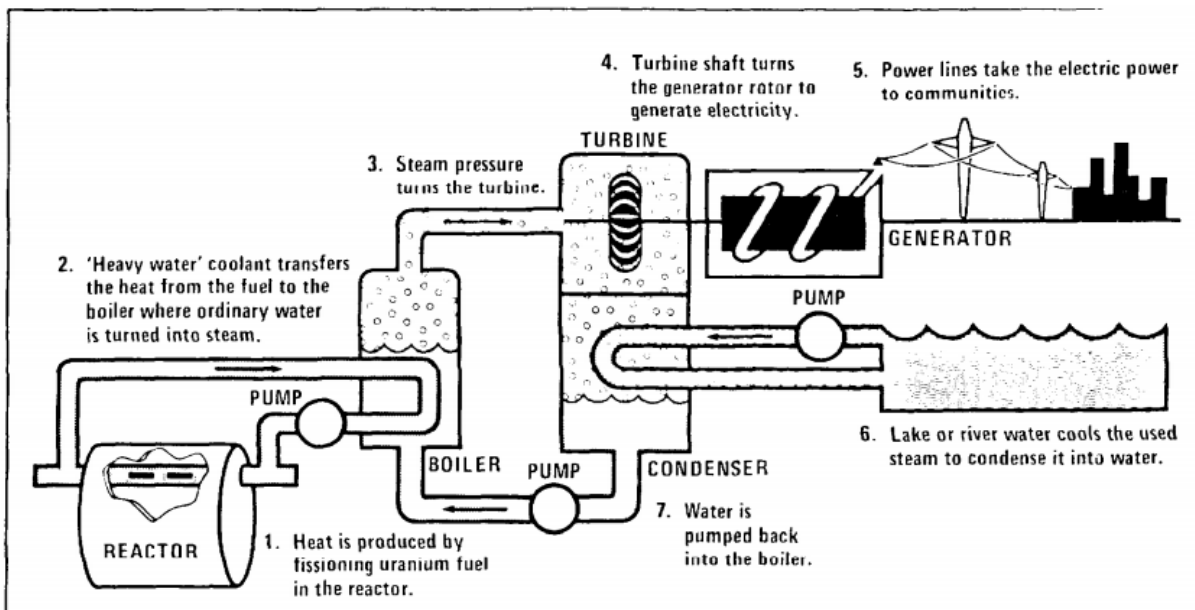


FIGURE.II.4 : Caractéristiques thermohydrauliques générales d'un système de réacteur CANDU pressurisé (PHW).

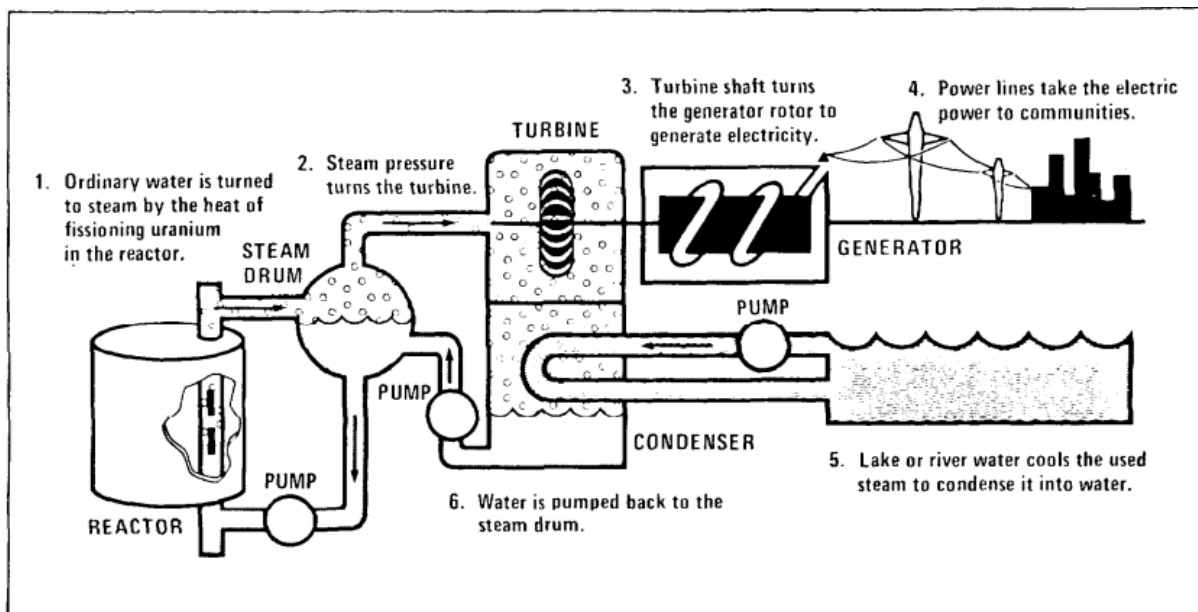


FIGURE.II.5 : Caractéristiques thermohydrauliques générales d'un système de réacteur CANDU en ébullition (BLW).

de transfert de chaleur énergétique du fluide caloporteur doivent être directement liées à cette dépendance axiale. Cependant, les conditions hydrauliques peuvent affecter les caractéristiques de transfert de chaleur du combustible nucléaire au réfrigérant de la manière la plus significative. Nous considérons donc certains des régimes thermiques et hydrauliques les plus prononcés dans un canal de refroidissement.

Le réfrigérant pénètre normalement dans le canal du réacteur dans son état monophasique. Au fur et à mesure que le fluide caloporteur s'écoule dans le canal, sa température augmente et, à mesure que le flux de chaleur continue d'être ajouté à partir du combustible nucléaire, le fluide caloporteur se rapproche de la température de saturation correspondant aux conditions de pression locales. Des bulles peuvent se former dans le liquide de refroidissement et former par la suite des bouchons de vides qui créent de grandes variations dans la fraction de vide le long d'une traversée de canal donnée. Finalement, une condition de haute qualité de vapeur monophasée peut se développer dans le liquide de refroidissement. Associés à ces changements dominants des conditions thermiques et hydrauliques du fluide caloporteur, des changements importants de la température de la gaine peuvent également se produire.

Bien que la température de surface augmente initialement, elle restera largement constante pendant l'écoulement de la bulle et les conditions initiales de limace. Ensuite, au point dans le canal où un écoulement déficient en liquide se développe, la température de surface du revêtement augmentera brusquement. Ceci identifie les conditions d'assèchement et, pour des raisons de transfert de chaleur et d'effets thermiques sur le revêtement, représente une condition des plus indésirables. Ces régimes hydrauliques et thermiques possibles sont illustrés graphiquement sur la figure.II.8.

Plusieurs variations importantes des propriétés hydrauliques et thermiques d'un canal de refroidissement peuvent être incorporées dans la conception. Par le choix approprié des dimensions des canaux, des vitesses d'écoulement et des chutes de pression conçues, il est possible de fournir différents profils de température axiaux et conditions de vide. Nous indiquons de telles possibilités pour le cas d'une distribution axiale très similaire de la production d'énergie de fission, Figure.II.9 ; les cas considérés ici sont le système sous pression propre aux réacteurs PHW Bruce et celui du réacteur BLW Gentilly [25].

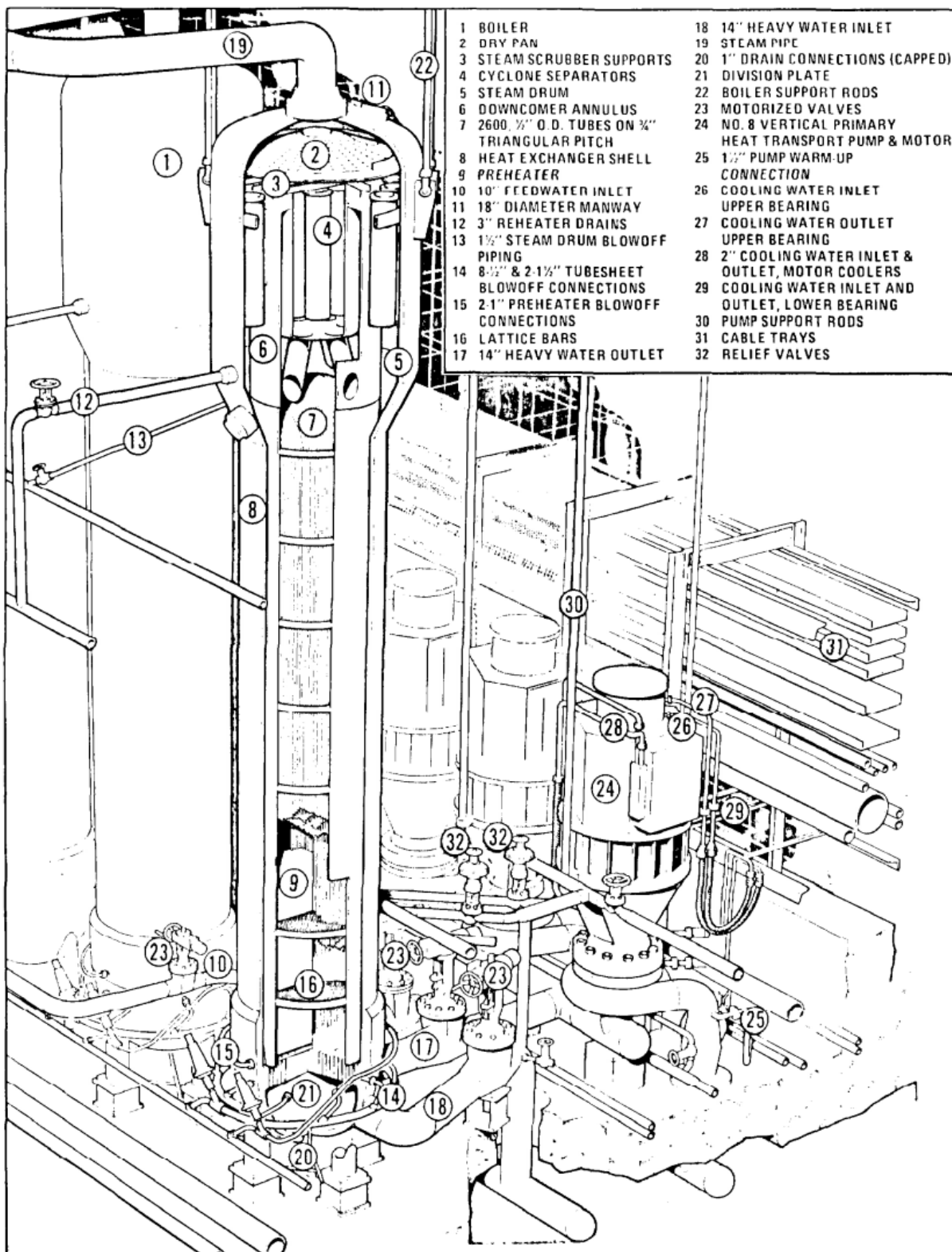


FIGURE.II.7 : Vue isométrique de la disposition de la chaudière et de la pompe.

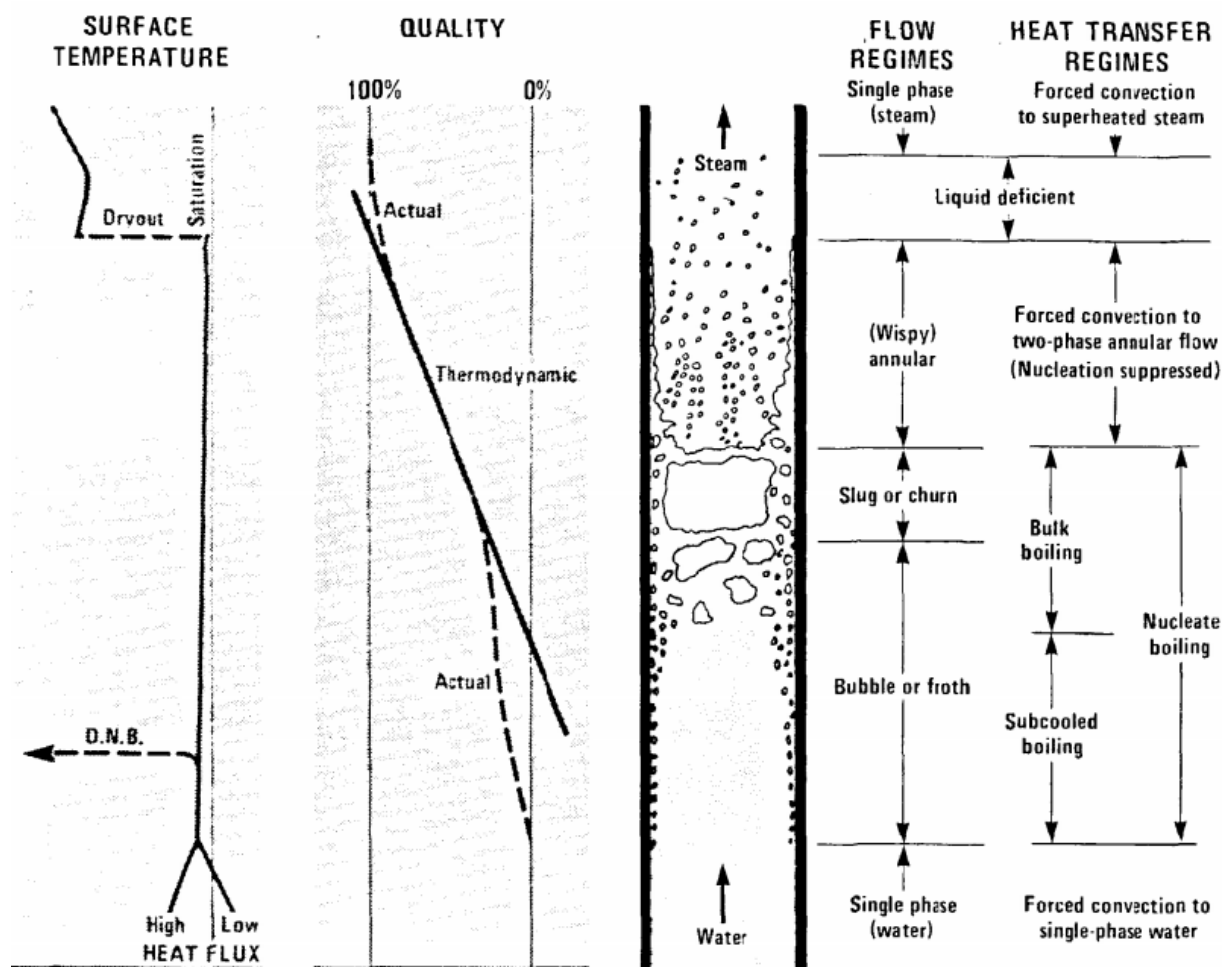


FIGURE.II.8 : Régimes thermohydrauliques possibles dans un canal caloporteur.

La courbe symétrique de la figure.II.9 représente la densité de puissance idéalisée appropriée à un cœur de réacteur homogène. La température de la gaine et la température du fluide caloporteur dans le réacteur à eau lourde sous pression augmentent de manière monotone dans le sens de l'écoulement du fluide caloporteur et atteignent un maximum près de la sortie du canal. Les températures correspondantes dans le réacteur à eau légère bouillante augmentent très rapidement dans le canal mais diminuent ensuite progressivement entraînant une augmentation de la température nette du fluide caloporteur sensiblement inférieure à celle du canal pressurisé. Par souci de clarté graphique, nous n'avons pas listé les valeurs de température sur la figure.II.9 ; Le tableau.II.2 présente une liste de plusieurs réacteurs canadiens [26].

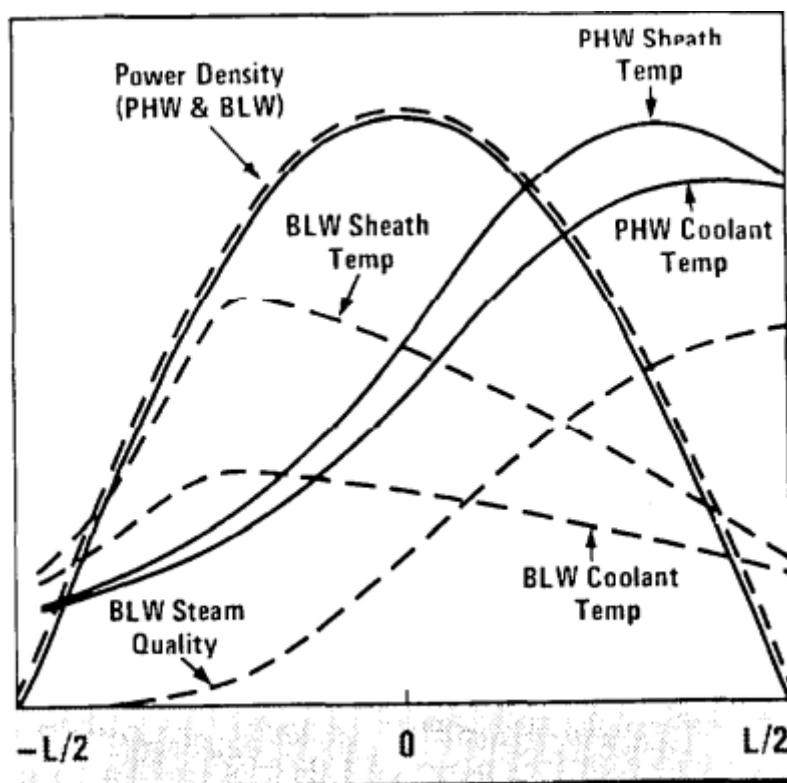


FIGURE.II.9 : Variations axiales de la densité de puissance et de la température pour un réacteur CANDU pressurisé (PHW) et bouillant (BLW).

TABLEAU.II.2 : Température du caloporteur de plusieurs réacteurs canadiens.

Reactor	Coolant Inlet	Coolant Outlet	Temperature Increase
Douglas Point (PHW)	480°F(249°C)	560°F(293°C)	80°F(44°C)
Pickering (PHW)	480°F(249°C)	560°F(293°C)	80°F(44°C)
Gentilly (BLW)	500°F(260°C)	514°F(268°C)	14°F(8°C)
Bruce (PHW)	485°F(252°C)	570°F(299°C)	85°F(47°C)

La différence significativement plus faible dans l'élévation de la température du liquide de refroidissement du réacteur en ébullition, Gentilly (BLW), par rapport aux réacteurs pressurisés est à noter [27].

Plusieurs limitations importantes du transfert de chaleur doivent être reconnues dans l'analyse thermohydraulique d'un système de canaux de refroidissement. Les conditions

d'écoulement monophasique et certaines conditions d'écoulement diphasique sont associées à de bonnes conditions de transfert de chaleur. Cependant, au point où l'ébullition nucléée cède à l'ébullition pelliculaire, une condition critique peut se développer où le taux de transfert de chaleur peut même diminuer avec l'augmentation de la température de gaine [28]. Ce point correspond au flux de chaleur critique, généralement abrégé en CHF, et représente une limitation de conception importante, Figure.II.10 [29].

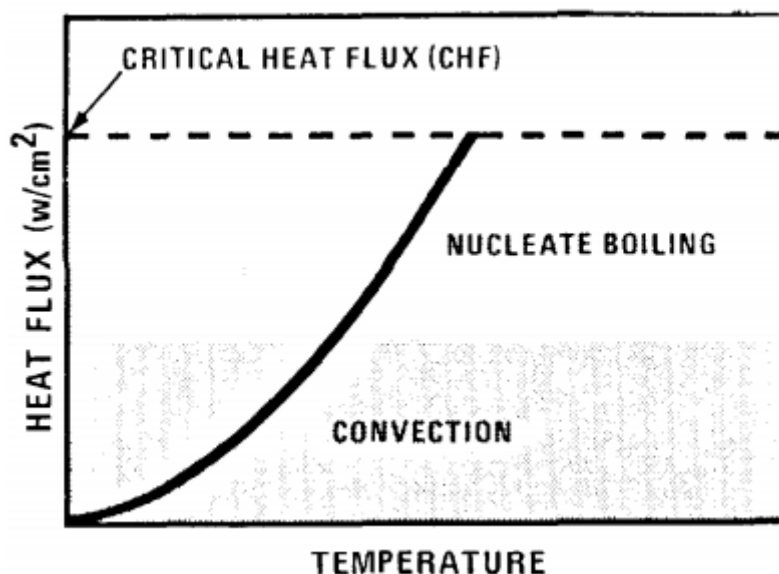


FIGURE.II.10 : Flux de chaleur en fonction de la température.

La détermination du flux de chaleur critique représente un problème exigeant dans les calculs de transfert de chaleur. Elle est invariablement liée à des paramètres tels que la densité de puissance. Le débit de pression du liquide de refroidissement. Dimensions des canaux et efficacité thermique. Par exemple, bien qu'une pression plus élevée résulte directement d'une température plus élevée et entraîne ainsi une efficacité thermique plus élevée et des coûts énergétiques inférieurs, ces considérations sont également la nécessité de tubes de force plus épais et l'apparition de taux de corrosion plus élevés. Cette situation caractérise une grande partie de l'analyse de la conception des réacteurs nucléaires : il s'agit souvent d'équilibrer les contraintes de matière et d'exploitation qui sont toutes deux liées au coût du système [30] [31].

CHAPITRE III : RESULTAS & DISCUSSIONS

CHAPITRE III : RESULTAS & DISCUSSIONS

III-1. INTRODUCTION :

Dans ce chapitre, nous testerons deux scénarios de fonctionnement normal, puis suivrons les évolutions hydro-thermiques (pression, chaleur, puissance) des composants d'un réacteur à eau sous pression de 600 MW. Le premier scénario consiste à réduire d'un quart la capacité du réacteur et le second à provoquer une panne du réacteur.

III-2. PCTRAN

Le simulateur utilisé dans ce travail est appelé PCTRAN, la version 6.0.4, disponible auprès de l'AIEA, qui est basé sur un système générique à deux boucles réacteur à eau sous pression (REP) avec générateurs de vapeur à courbure en U inversé (SG) et à sec endiguement. Le PWR, comme indiqué ci-dessus, est générique et pourrait représenter un Westinghouse, Conception *Framatome* ou *Kraftwerk Union* avec une puissance thermique de 1800 MW (th) (600 MW (e)) [32] [33].

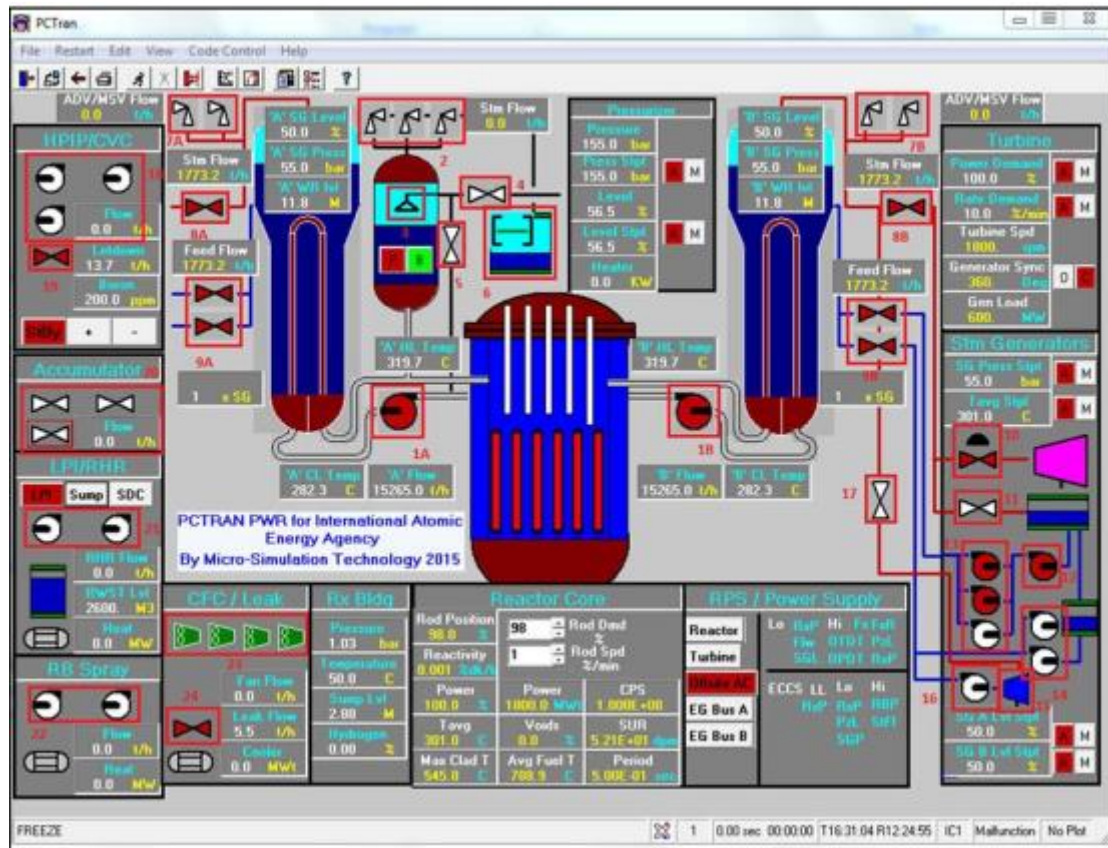


FIGURE.III. 1. Écran d'imitation du système principal de PCTRAN.

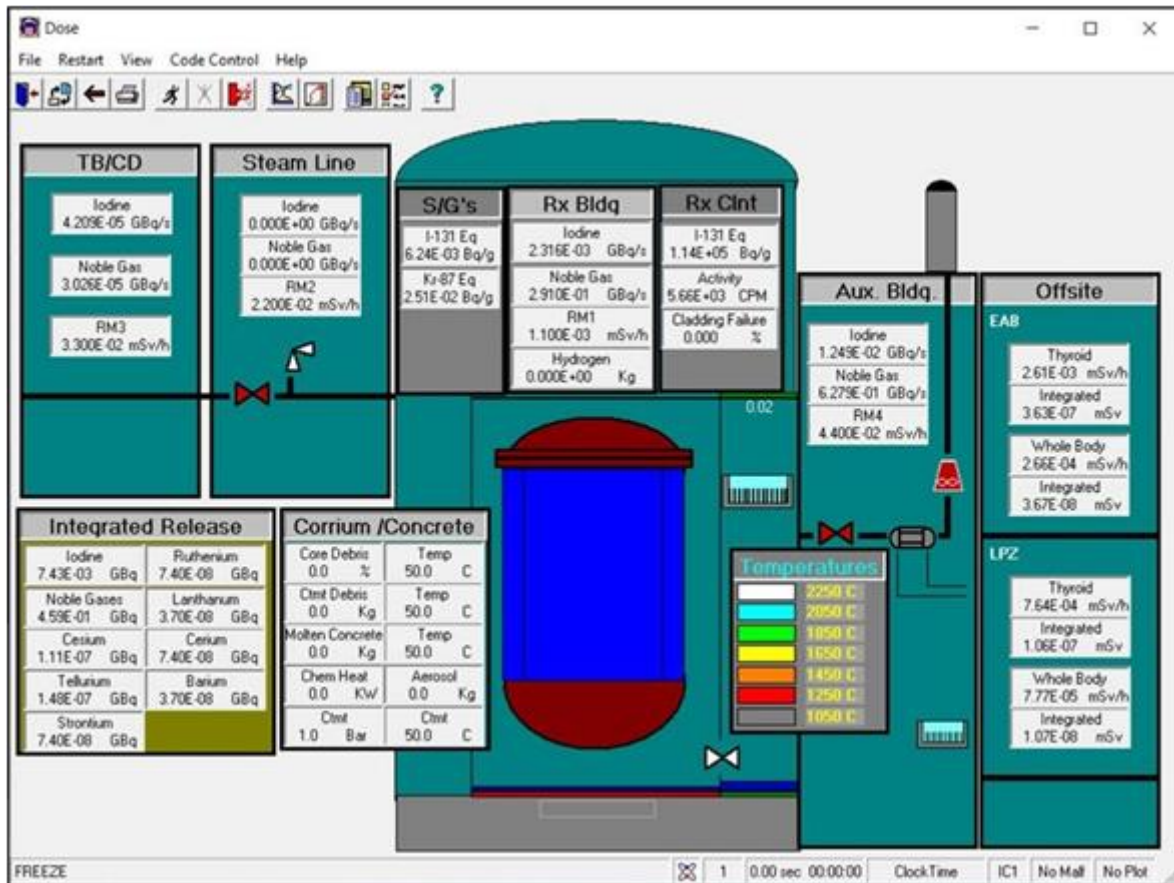


FIGURE.III. 2. Dose imiter l'écran de PCTRAN.

PCTRAN modélise deux boucles du système de refroidissement du réacteur (RCS), représentées par la boucle A et boucle B dans le simulateur. La figure 1 montre l'affichage synoptique principal de l'installation de PCTRAN qui apparaît au lancement du simulateur. Il montre les principaux systèmes et leurs composants tels que le RCS, le système de refroidissement d'urgence du noyau (ECCS), le système turbine-alternateur et le Système de protection du réacteur (RPS), dans un seul écran unifié. Les pompes et vannes comme représenté sur la figure .III.1. Les composants sont numérotés afin de les décrire dans le tableau et est destiné à aider l'utilisateur à mieux comprendre les composants.

Les composants qui existent dans les deux boucles se distinguent par A et B; par exemple, des pompes 1A et 1B et les vannes 8A et 8B. Les composants de couleur rouge indiquent le fonctionnement des pompes et vannes ouvertes, tandis que les composants de couleur blanche sont des pompes à vide et des vannes fermées. Le système mimic est interactif et les vannes et les pompes peuvent être activées/désactivées en cliquant simplement sur eux. Une

alternative à l'affichage synoptique principal est l'affichage synoptique de dose illustré à la figure.III.2.

III.3. SCENARIO 1 : FONCTIONNEMENT NORMAL, RÉDUCTION DE PUISSANCE DE 100 % À 75 % – MODE TURBINE EN DIRECTION (MODE SUIVANT LE RÉACTEUR)

En mode principal de turbine (ou mode de suivi de réacteur), qui est normalement le mode de fonctionnement préféré dans un REP, l'exploitant de la centrale définit la puissance électrique cible et le taux de variation cible de la puissance de la turbine. Le changement de puissance électrique se traduit par un changement de puissance du réacteur par contrôle automatique de la position des barres de commande.

III-3.1. Description de la simulation

Pour effectuer cette opération dans le simulateur, le tableau III-1 fournit une procédure étape par étape avec les valeurs correspondantes pour les variables pertinentes.

À l'**étape 1**, exécutez le simulateur en cliquant sur le bouton « Exécuter » et attendez environ 5 secondes pour que l'installation atteigne un état stable.

À l'**étape 2**, figez le simulateur pour lancer la réduction de puissance par diminution de la charge de la turbine.

Aux **étapes 3 et 4**, la demande de puissance de la turbine et la demande de vitesse de la turbine sont réduites manuellement à 75 % et 5 %/min, respectivement. La figure.III.4 montre la fenêtre contextuelle où la demande de la turbine peut être ajustée.

À l'**étape 5**, la simulation est reprise et, par conséquent, les variables de la centrale commencent à changer en fonction du changement de charge de la turbine.

Après avoir exécuté le simulateur pendant 1000 secondes, les variables répertoriées à l'**étape 6** atteignent un état stable (l'état stable peut également être atteint plus tôt). La figure.III.5 montre le simulateur en régime permanent environ 1000 secondes après le changement de demande de sortie de la turbine.

Ces étapes sont répétées pour les trois cas de combustible : BOC début de cycle, MOC au milieu du cycle et EOC la fin du cycle du combustible nucléaire.

Tableau III.1 : Les étapes d'un scenario de réduction de puissance 100% à 75%

STEP	PROCEDURE STEPS
Setup	Load initial condition #1 100% POWER EOC, or #2 100% POWER MOC, or #3 100% POWER BOC. Initial condition #1 is used.
1	Run the simulator for about 5 seconds to achieve a steady-state condition.
2	Freeze the simulator.
3	Reduce the power demand to 75%. (1) Click the 'M' button next to 'Power Demand' in 'Turbine' section. (2) Type 75 in the textbox and click 'OK'. (3) Check the power demand changed to 75%.
4	Adjust the power rate demand. (1) Click the 'M' button next to 'Rate Demand' in 'Turbine' section. (2) Type the desired rate demand in the textbox and click 'OK'. 5%/min. is. (3) Check the rate demand changed to 5%/min.
5	Resume the simulator (speed up the simulator if needed).
6	Observe that reactor power is stable at 75% (~1350MWt) at 1000 seconds (could be before). Check the following variables: (1) Rod position (%) (2) Reactor power (MWt) (3) T _{avg} (°C) (4) Pressurizer pressure (bar) (5) Pressurizer level (%) (6) Generator load (MW) (7) Steam generator pressure (bar) (8) Steam generator level (%)

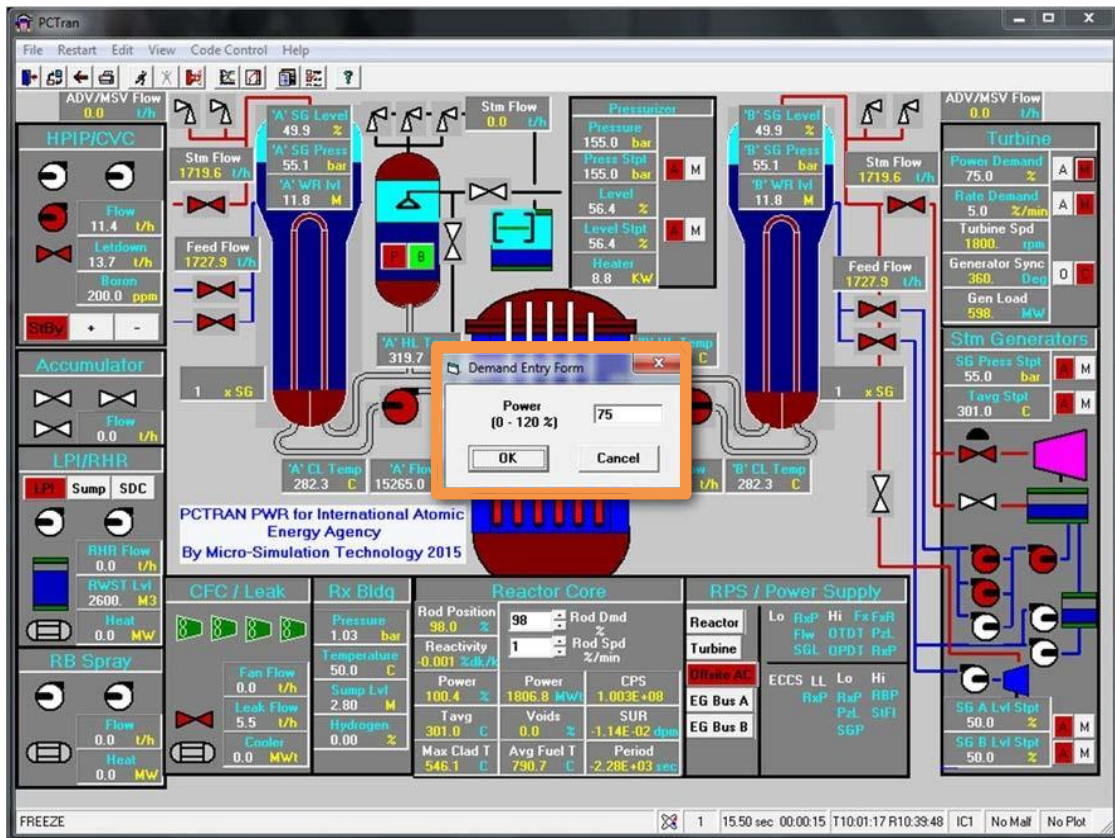


FIGURE.III. 4. Réduction de puissance (mode leader turbine) de 100 % à 75 %.

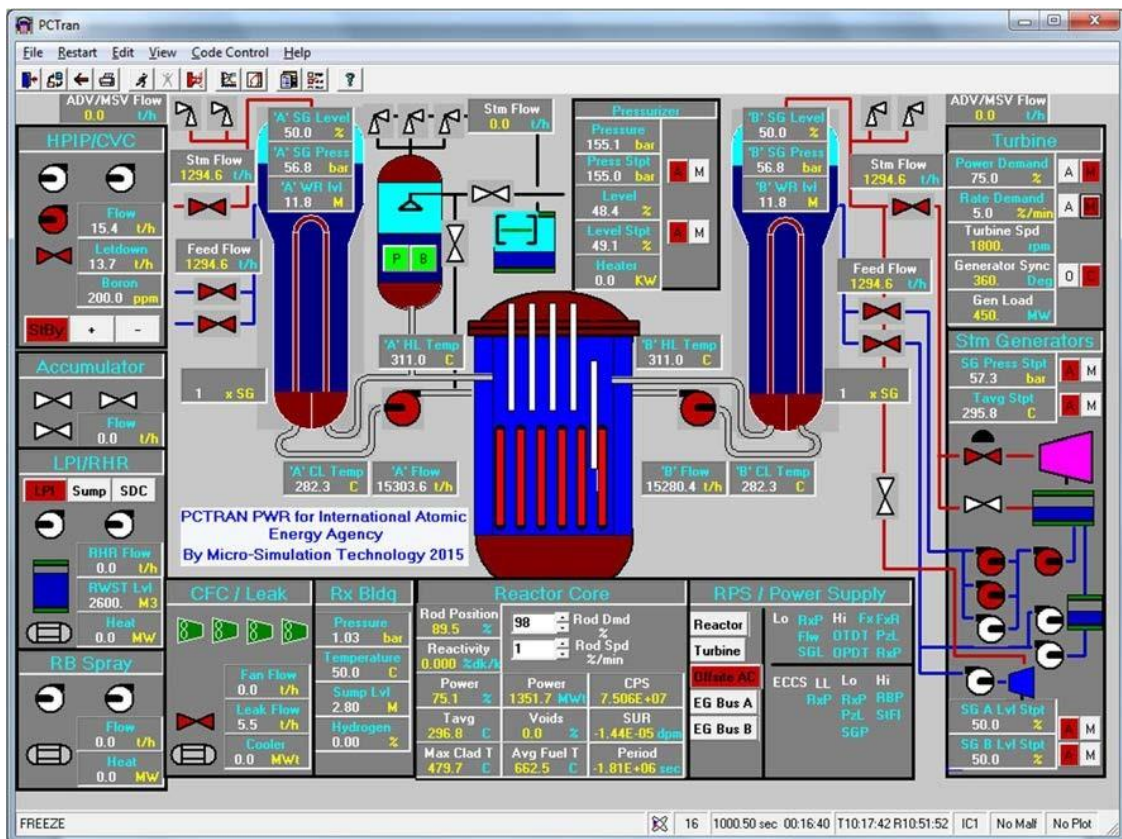


FIGURE.III. 5. 1000 secondes après la réduction de puissance (mode leader turbine).

III-3.2. Description du comportement transitoire

La variation de la demande de puissance de la turbine modifie la puissance thermique du réacteur avec l'actionnement de la commande automatique des barres de commande.

Au fur et à mesure que la demande de puissance de la turbine diminue, la vanne de régulation laisse moins de vapeur entrer dans la turbine. La centrale met un peu plus de 300 secondes pour réduire la puissance de la turbine à 75 %. Pendant cette période, un débit de vapeur réduit entraîne une augmentation de la pression du générateur de vapeur et du niveau d'eau, et l'ajout d'une réactivité négative due à l'insertion de la tige de commande réduit la puissance du réacteur, ce qui entraîne une diminution de la température moyenne du caloporteur (T_{avg}) et de la pression primaire.

Dans un REP de Westinghouse typique, le système de commande automatique de barres se compose de deux canaux de signaux d'erreur qui sont additionnés pour générer un signal de demande de vitesse de barres. Les deux points de données utilisés pour générer le signal d'erreur total sont :

1. L'écart entre la température moyenne réelle du circuit primaire (T_{avg}) et la température moyenne programmée (T_{ref}). Cette dernière température est programmée en fonction de la charge de la turbine.
2. Le taux de variation de l'inadéquation entre l'énergie nucléaire et la puissance des turbines. Etant donné qu'une inadéquation entre la puissance produite par le noyau et la puissance utilisée par la turbine entraînera un changement de T_{avg} , le taux de variation de l'inadéquation est utilisé comme un signal d'anticipation.

Pendant le scénario de réduction de la puissance de la turbine à 75 %, le T_{avg} réel est supérieur à T_{ref} pour une charge donnée, de sorte que le système de commande des barres insère les barres de commande pour ajouter une réactivité négative au réacteur.

$T_{avg} - T_{ref} > 0 \Rightarrow$ insérer les barres de contrôle

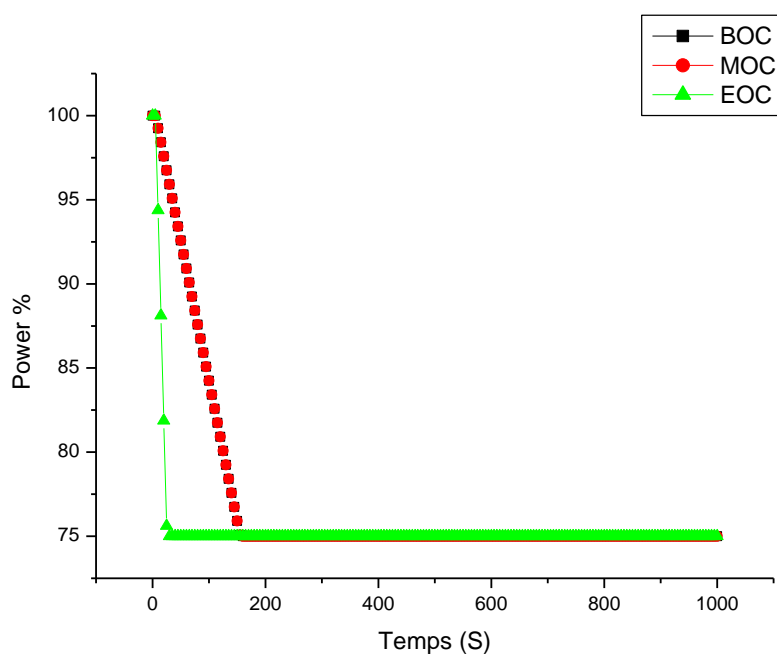
$T_{avg} - T_{ref} < 0 \Rightarrow$ retirer les ods de contrôle

$T_{avg} - T_{ref} = 0 \Rightarrow$ aucun mouvement des barres de commande nécessaire

Une fois que la puissance du réacteur est stable à 75 %, les pressions des circuits primaire et secondaire et le niveau d'eau du générateur de vapeur (GV) sont stables.

III-3.3. Description de la courbe transitoire

Dans ce transitoire, les barres de commande sont insérées afin que la puissance du réacteur suive la charge de la turbine (Figure.III. 6). Puisque T_{avg} est réduit, il y a aussi une insertion positive de réactivité due au coefficient de température négatif du modérateur.



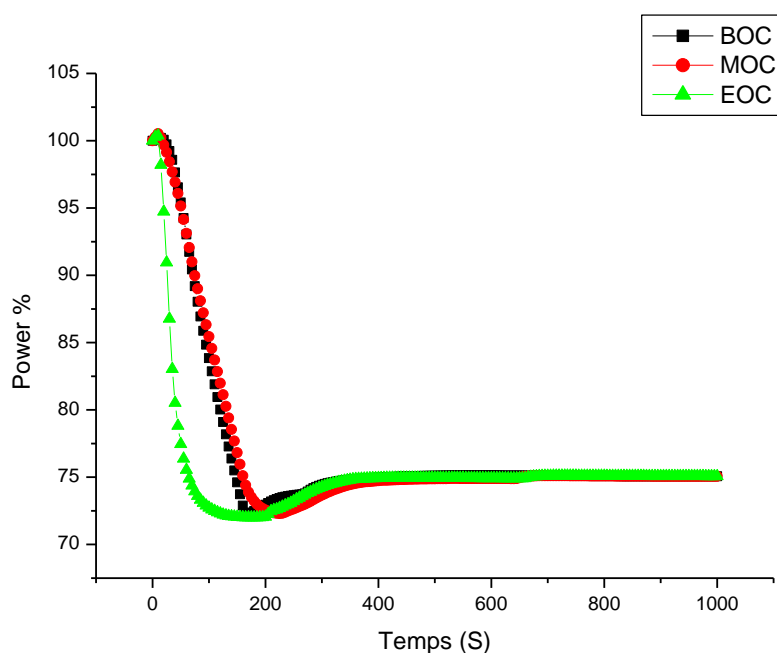


FIGURE.III. 6. A) Charge de la turbine et B) Puissance du réacteur (%).

La charge de la turbine cesse de diminuer une fois qu'elle atteint 75 % à environ 300 secondes et le système de contrôle des tiges réduit le taux d'insertion des tiges. Du fait de cette insertion, la puissance thermique du réacteur chute légèrement en dessous de 75 %. Ce sous-dépassement de la puissance thermique pourrait être minimisé si le taux ou la demande de puissance est réduit.

Le système de contrôle des barres tient compte de la différence entre la puissance du réacteur et la charge de la turbine, basée sur le calcul de T_{avg} et T_{ref} , et la réactivité positive due à la réduction de T_{avg} pour ajuster le taux d'insertion des barres afin que la puissance du réacteur revienne à 75 %.

La figure.III.7 montre les débits de vapeur et d'eau d'alimentation. Le premier taux diminue en fonction du changement de charge de la turbine pendant les 300 premières secondes, puis il se stabilise une fois que la puissance de la turbine atteint le niveau de puissance de 75 %. Le débit d'eau d'alimentation suit le débit de vapeur ; cependant, il continue de diminuer pendant environ 100 secondes, puis se stabilise à l'aide du système de contrôle du niveau d'eau SG. Ce système ajuste ensuite le débit d'eau d'alimentation jusqu'à ce qu'il corresponde au débit de vapeur.

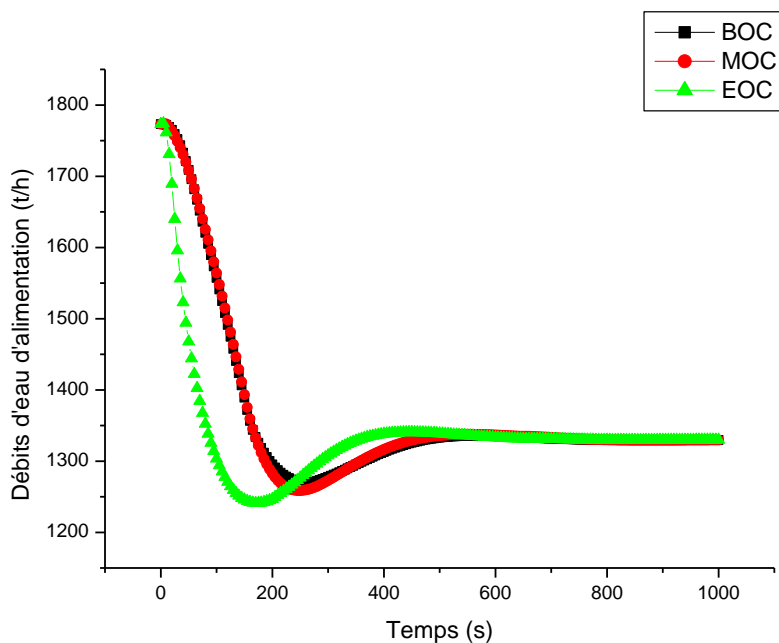
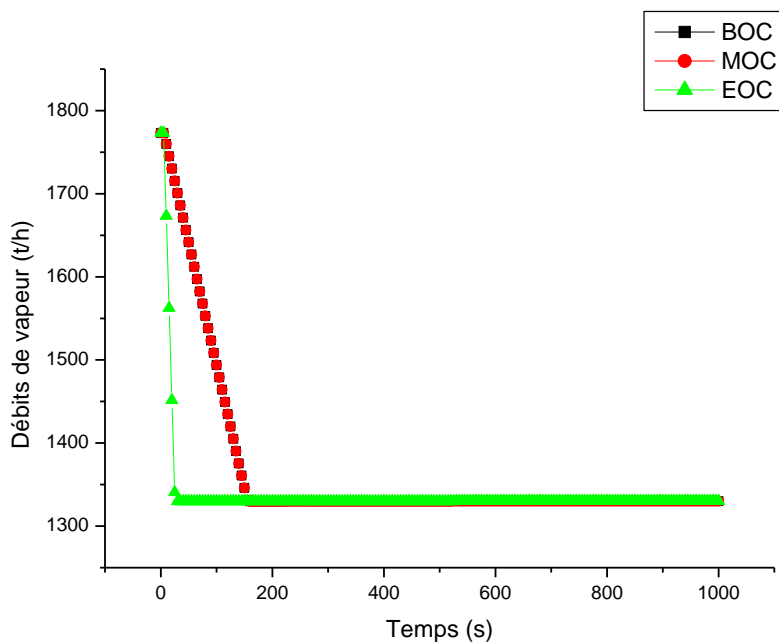


FIGURE.III. 7. A) Débits de vapeur et B) d'eau d'alimentation (t/h).

La figure.III.8 montre une augmentation initiale de la pression du SG-A en raison du débit de vapeur réduit vers la turbine jusqu'à ce que la puissance de la turbine atteigne 75 % à environ 300 secondes.

Par la suite, la pression diminue car la puissance du réacteur devient inférieure à 75 % avant de se stabiliser lorsque la puissance du réacteur correspond à la puissance de la turbine. La pression du générateur de vapeur s'établit à une valeur légèrement supérieure à cette puissance inférieure.

La figure.III.9 montre le niveau d'eau du SG-A. Le niveau d'eau SG augmente car il y a un décalage entre le débit de vapeur et le débit d'eau d'alimentation. Ceci est évident dans les 300 premières secondes car le débit d'eau d'alimentation est supérieur au débit de vapeur.

Une fois que la puissance de la turbine atteint 75 % à environ 300 secondes, le débit d'eau d'alimentation essaie de correspondre au débit de vapeur nécessaire à ce niveau de puissance, comme cela a également été vu sur la figure.III.7. Ensuite, le niveau d'eau suit les changements du débit d'eau d'alimentation jusqu'à ce qu'il atteigne un valeur en régime permanent.

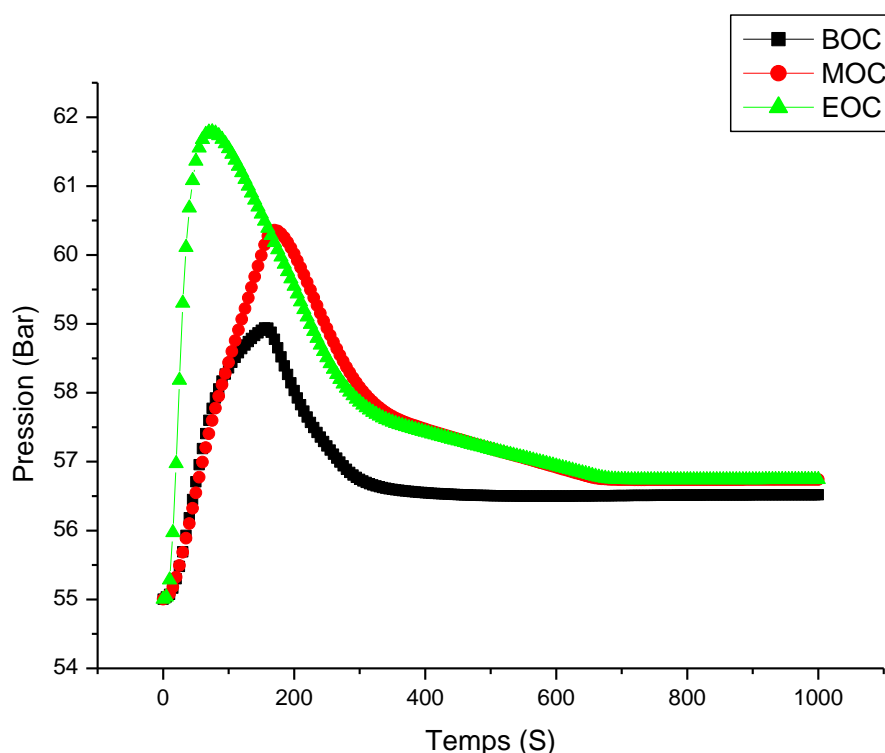


FIGURE.III. 8. Pression SG-A (bar).

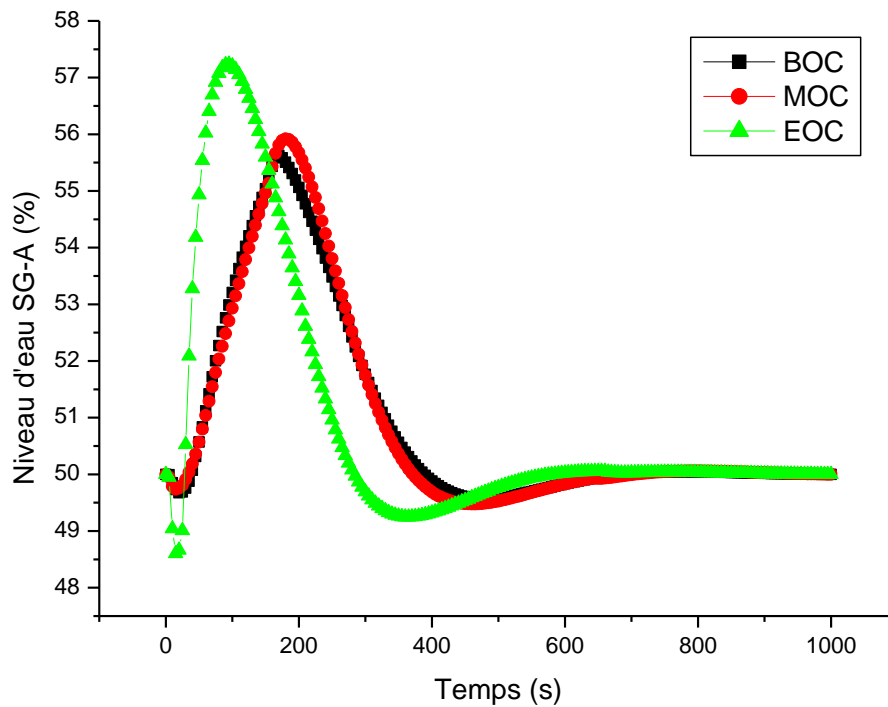


FIGURE.III. 9. Niveau d'eau SG-A (%).

La pression du système de refroidissement du réacteur (RCS) change à mesure que la température du liquide de refroidissement change. Le volume de liquide de refroidissement augmente lorsqu'il est chauffé, provoquant une augmentation de la pression du RCS ainsi que du niveau d'eau du pressuriseur (légèrement). De même, lorsque la température du liquide de refroidissement diminue, la pression du RCS et le niveau du pressuriseur sont réduits. En conséquence, la figure.III.10 montre d'abord une légère augmentation due à l'échauffement du liquide de refroidissement, puis la pression RCS diminue pendant le refroidissement initial en raison de l'insertion de la tige de commande (jusqu'à environ 300 secondes). Puis cette pression est ramenée à la consigne de 155 bars par l'actionnement de la résistance électrique du pressuriseur lorsque la puissance du réacteur atteint un régime permanent correspondant aux 75 % de la puissance de la turbine. La pression RCS est maintenue à une valeur constante dans toutes les conditions de fonctionnement.

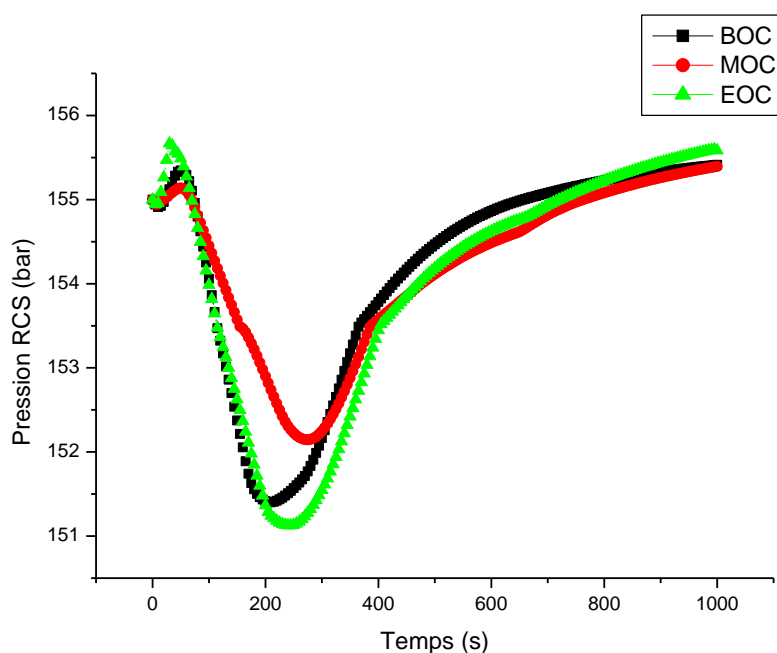


FIGURE.III. 10. Pression du circuit de refroidissement du réacteur (bar).

III-4. SCENARIO 2 : DÉCLENCHEMENT NORMAL DU RÉACTEUR

Le système de protection du réacteur (RPS) arrête une centrale PWR lorsque certains paramètres du système de sécurité, ou consignes, sont atteints ou commandés par l'opérateur. Certains des paramètres cruciaux, tels que la pression à l'intérieur du pressuriseur, le débit du liquide de refroidissement du réacteur et le niveau d'eau du générateur de vapeur, etc., sont continuellement comparés aux limites de fonctionnement sûres spécifiées, et lorsqu'un paramètre dépasse sa limite, le RPS arrête automatiquement le réacteur. . C'est ce qu'on appelle un « voyage de réacteur » ou « scram ». Avec un signal de déclenchement du réacteur, toutes les barres de commande sont insérées rapidement pour absorber les neutrons dans le réacteur et ainsi arrêter la réaction de fission nucléaire en chaîne. Dans ce scénario, nous allons déclencher manuellement le réacteur et observer comment la centrale nucléaire gère la chaleur de désintégration du cœur du réacteur après le déclenchement.

III-4.1. Description de la simulation

Pour effectuer cette opération dans le simulateur, le tableau III.2 fournit une procédure étape par étape pour la simulation avec les valeurs correspondantes des variables pertinentes.

Tableau III.2 : Les étapes d'un scenario de déclenchement normal du réacteur

STEP	PROCEDURE STEPS
Setup	Load initial condition #1 100% POWER EOC, or #2 100% POWER MOC, or #3 100% POWER BOC.
1	Run the simulator for about 5 seconds to achieve a steady-state condition.
2	Freeze the simulation.
3	Manually trip the reactor by clicking the 'Reactor' button in the Reactor Protection System (RPS) section.
4	Resume the simulation (speed up the simulator if needed).
5	Observe the reactor trip and the subsequent turbine trip.
6	Observe the closure of the Main Feedwater Isolation Valves (FWIVs) on low T_{avg} (281°C) at about 45 seconds.
7	Observe the automatic actuation of the auxiliary feedwater system on low steam generator water level (17%) at about 1750 seconds.
8	Observe the following variables changing: (1) Rod position (%) (2) Reactor power (MWt) (3) T_{avg} (°C) (4) Pressurizer pressure (bar) (5) Pressurizer level (%) (6) Steam generator pressure (bar) (7) Steam generator level (%)

À l'étape 3, un signal de déclenchement du réacteur est généré manuellement. La figure.III.11, qui correspond à l'étape 5, montre le déclenchement du réacteur et de la turbine en raison du déclenchement automatique du signal de déclenchement de la turbine en cas de déclenchement du réacteur. À l'étape 6, l'eau d'alimentation principale est isolée en raison de la faible température du liquide de refroidissement du système primaire (Figure.III. 12).

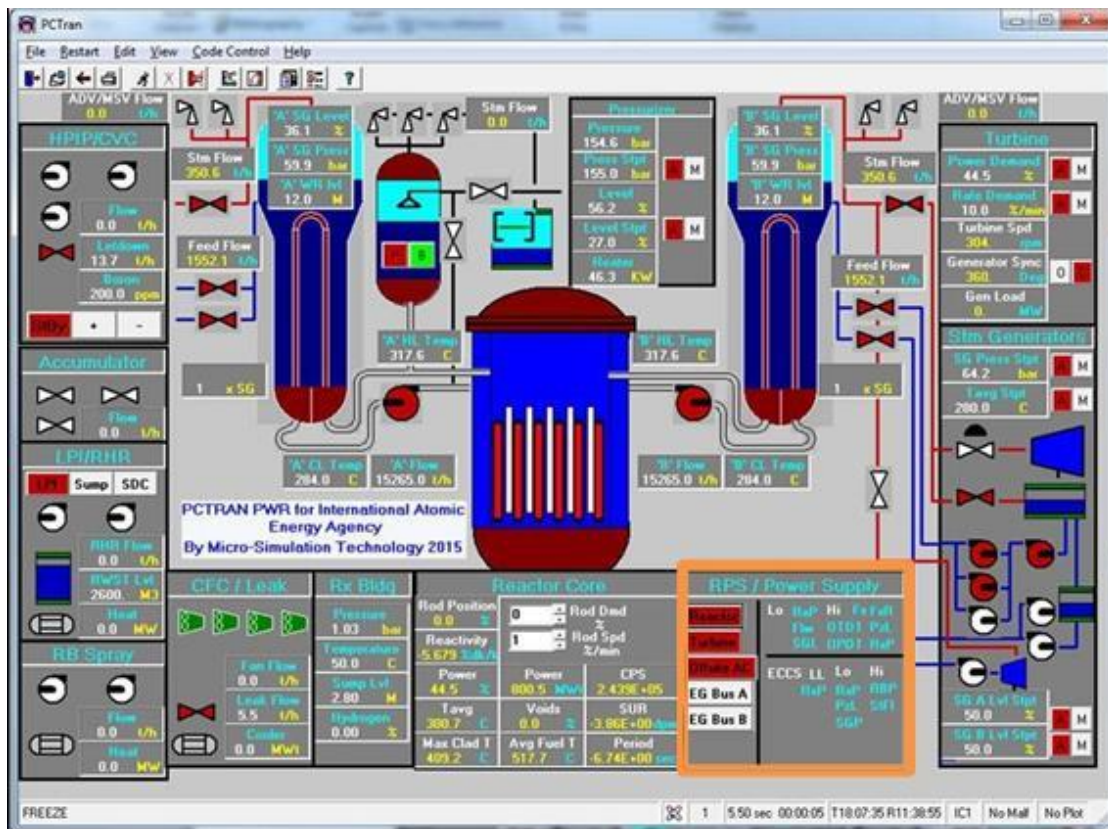


FIGURE.III. 11. Arrêt manuel du réacteur suivi d'un arrêt turbine.

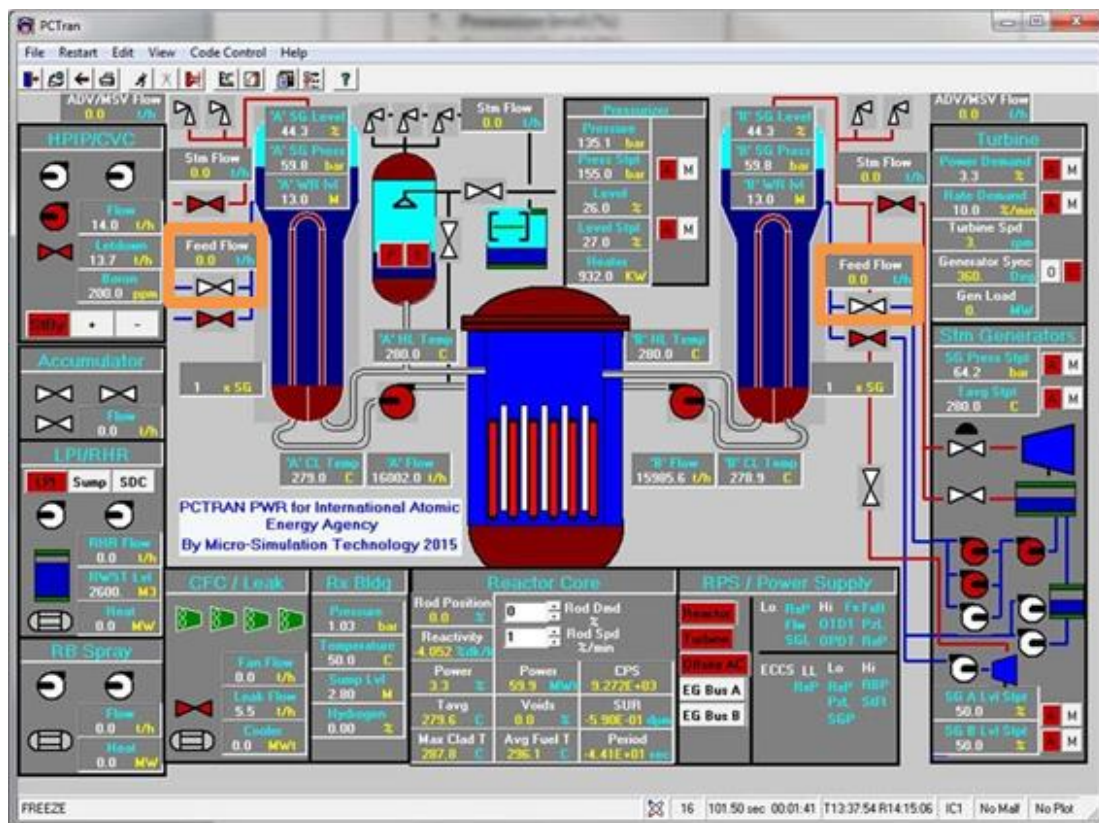


FIGURE.III. 12. Fermeture des vannes d'isolement de l'eau d'alimentation.

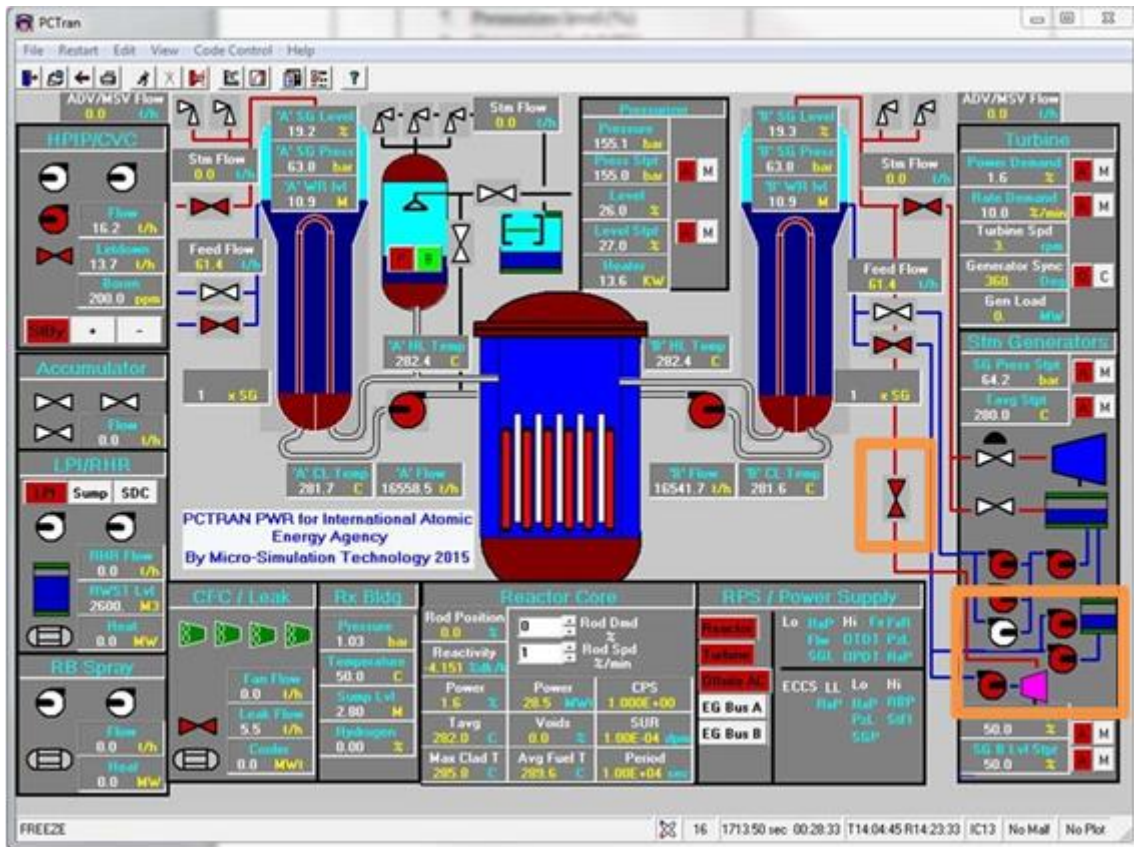


FIGURE.III. 13. Système d'alimentation auxiliaire actionné.

III-4.2. Description du comportement transitoire

Un arrêt de réacteur (ou brouillage) est le résultat d'une action de l'opérateur dans la salle de commande ou d'un actionnement automatique du système de protection du réacteur (RPS). Lorsque le RPS est actionné, des barres de contrôle sont rapidement insérées dans le cœur en quelques secondes pour absorber les neutrons, stoppant ainsi la réaction de fission en chaîne. En raison de l'insertion rapide de la tige de commande, la puissance du cœur du réacteur chute rapidement à moins de 5 % (voir Figure III.14). Cependant, le cœur génère toujours de la chaleur résiduelle due à la décroissance radioactive des produits de fission qui se sont accumulés pendant le fonctionnement du réacteur.

Par conséquent, pour éliminer la chaleur résiduelle dans le cœur après le déclenchement de la turbine, la vanne de dérivation de la turbine s'ouvre pour laisser la vapeur s'écouler directement vers le condenseur. Lorsque le niveau d'eau SG est inférieur à une valeur prédéfinie (plage étroite de 17 %), le système d'eau d'alimentation auxiliaire (AFW), composé d'une pompe auxiliaire entraînée par turbine et de deux pompes auxiliaires entraînées par

moteur, est automatiquement actionné pour fournir de l'eau d'alimentation au SGs et maintenir un dissipateur thermique.

III-4.3. Description de la courbe transitoire

La figure.III.14 montre la puissance thermique du réacteur et la charge de la turbine pendant la simulation. Lorsque le réacteur se déclenche en raison de l'insertion de barres de commande, la puissance du réacteur diminue rapidement ; cependant, il n'atteint pas immédiatement 0 % en raison de la chaleur de désintégration des fragments de fission. D'autre part, la charge de la turbine chute à 0 % en raison du déclenchement de la turbine, qui se produit rapidement après le déclenchement du réacteur.

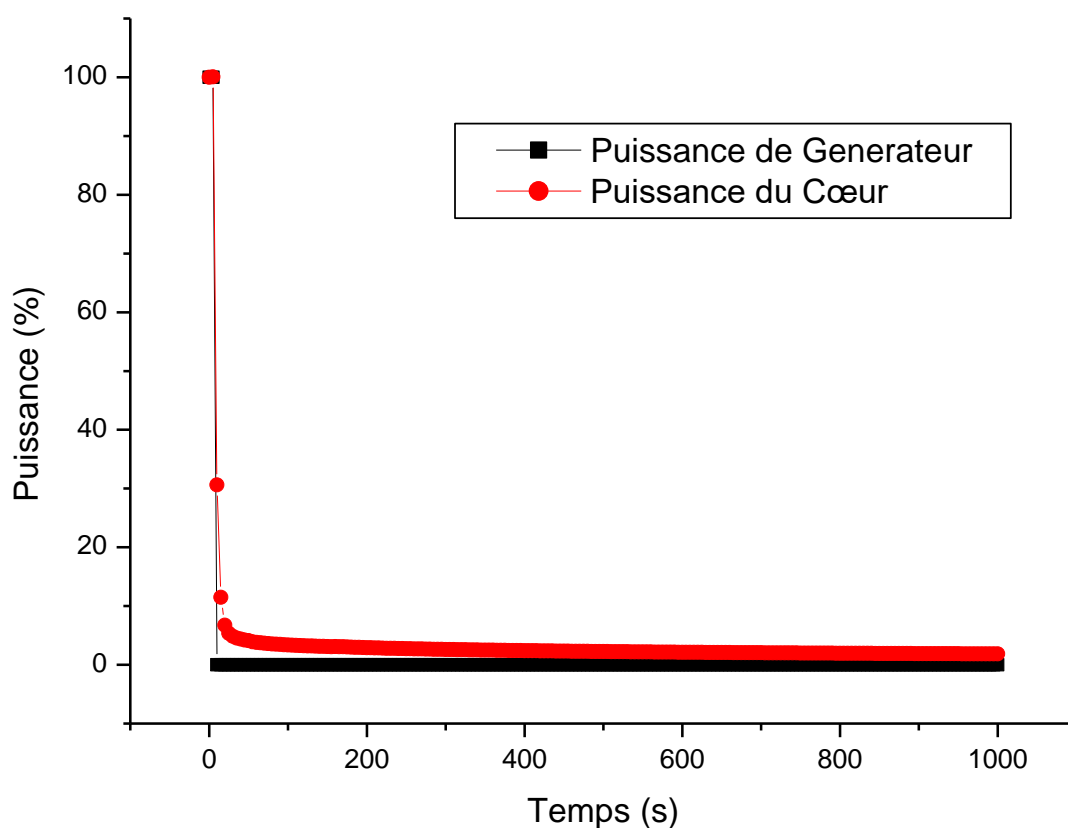


FIGURE.III. 14. Puissance de sortie du réacteur et charge de la turbine (%).

L'insertion soudaine de la tige introduit une grande réactivité négative qui est suffisante pour arrêter le réacteur en quelques secondes. Le pic de réactivité négatif initial illustré sur la figure.III.15 est dû à l'insertion rapide de la tige. La réduction brutale des températures du

carburant et du liquide de refroidissement introduit alors une réactivité positive due aux coefficients de température négatifs du carburant et du modérateur (MTC). Cependant, la réactivité négative des barres de contrôle maintient alors le cœur sous-critique avec une marge importante de l'ordre de -4% dk/k.

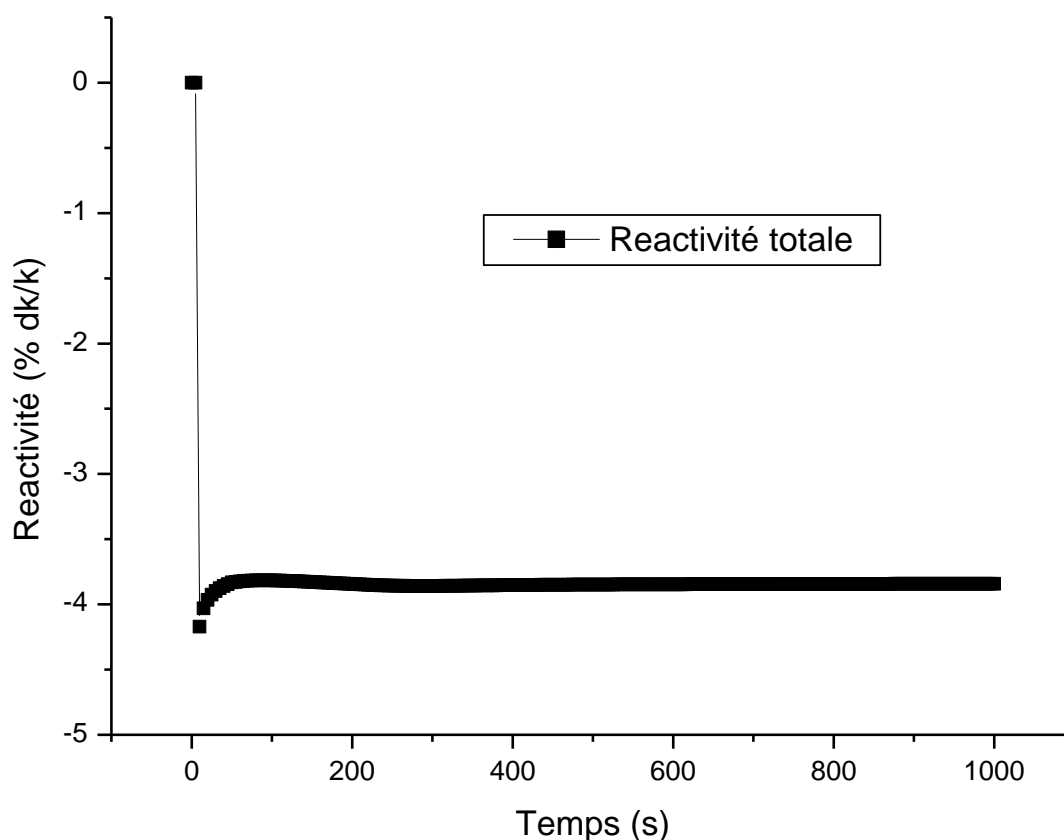


FIGURE.III. 16. Réactivité totale (% dk/k).

La figure.III.17 montre les températures des branches chaudes et froides de la boucle A, ainsi que la température moyenne du RCS. La température de la jambe chaude diminue rapidement après l'arrêt du réacteur pendant environ la première

100 secondes, puis augmente pendant environ 150 secondes en raison de la chaleur résiduelle et de la réduction du transfert de chaleur vers le côté secondaire. Enfin, il s'ensuit la lente réduction de la chaleur de désintégration.

La température de la jambe froide augmente initialement en raison de la fermeture de la vanne de régulation de la turbine principale, ce qui n'implique aucun transfert de chaleur vers

le côté secondaire. Elle diminue ensuite après le déclenchement de la turbine en raison de la réduction rapide de la puissance du cœur pendant les 100 premières secondes. Semblable au comportement de la température de la jambe chaude après les 100 premières secondes, la température de la jambe froide augmente pendant environ 150 secondes en raison de la chaleur de désintégration et de la réduction du transfert de chaleur vers le côté secondaire, puis il s'ensuit la lente réduction de chaleur de désintégration.

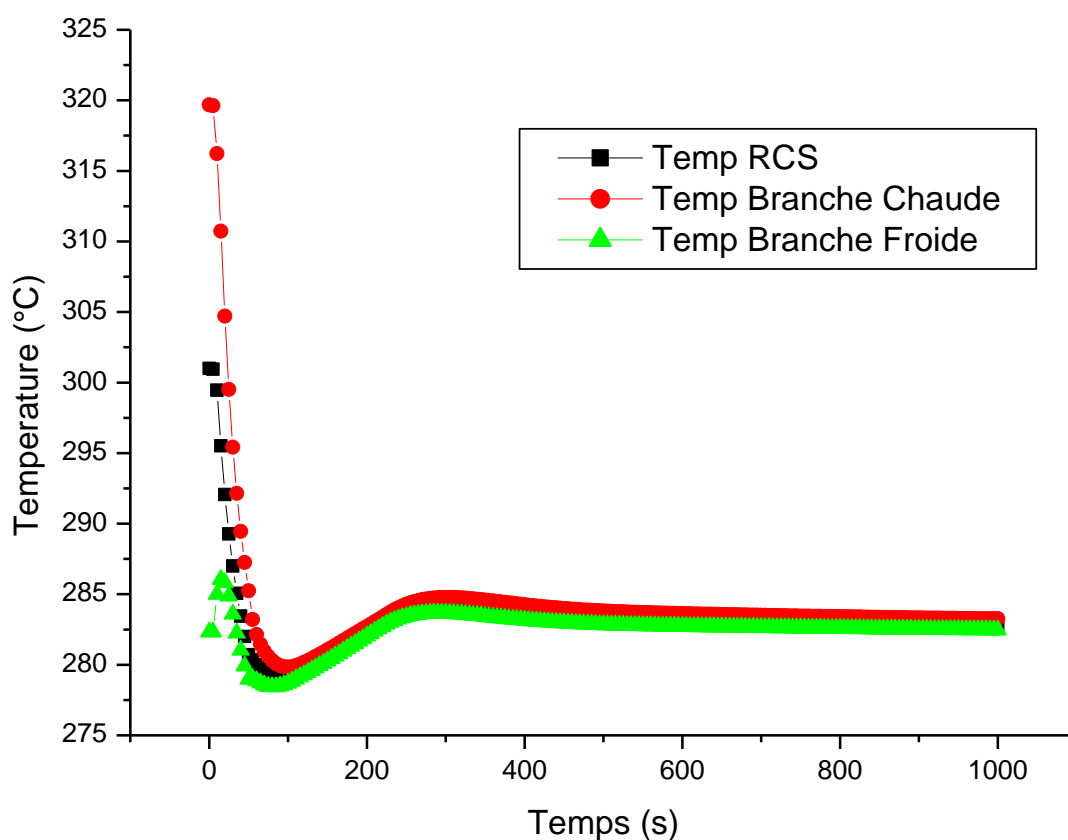


FIGURE.III. 17. Température d'eau du réacteur (°C).

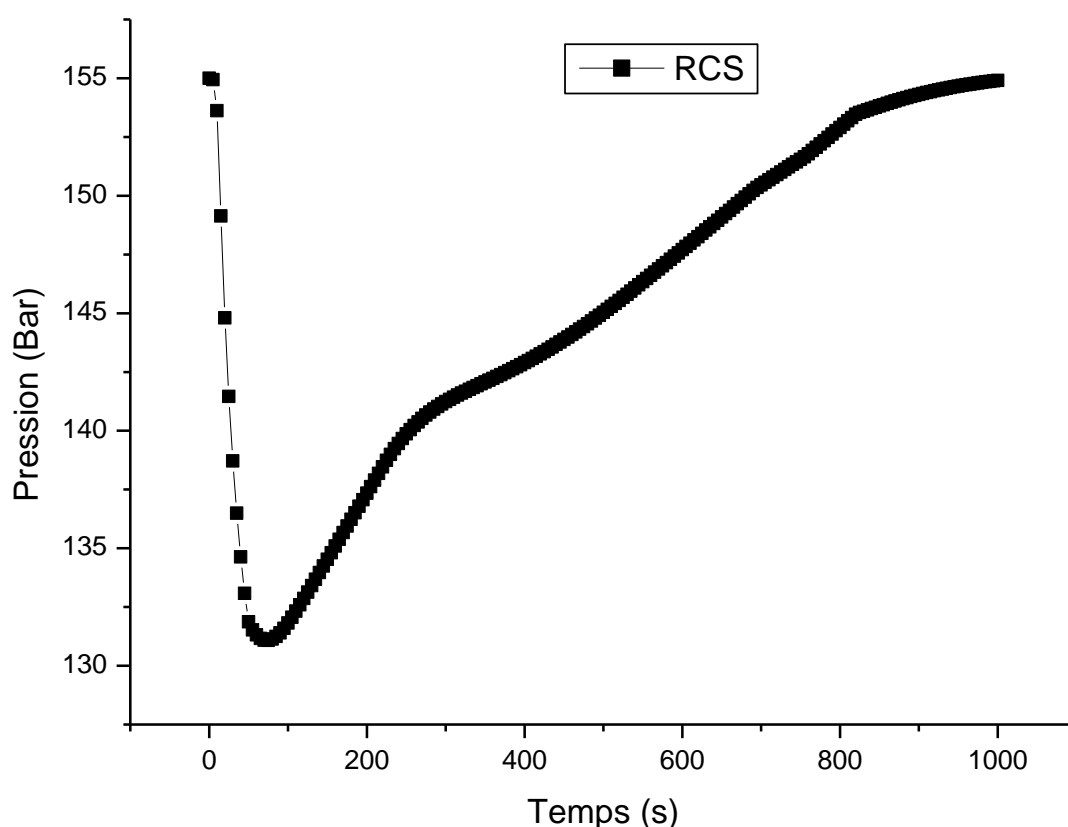


FIGURE.III. 18. Pression du circuit de refroidissement du réacteur (bar).

Comme la pression du circuit de refroidissement du réacteur dépend directement de la température du liquide de refroidissement, la diminution rapide de la température moyenne du liquide de refroidissement du réacteur après l'arrêt du réacteur entraîne la réduction de la pression du RCS pendant les 100 premières secondes illustrées à la figure.III.18.

Après cette réduction, la pression RCS augmente jusqu'à l'ordre de 155,0 bars par l'actionnement automatique de la résistance électrique du pressuriseur.

CONCLUSION GÉNÉRALE

Conclusion Générale

Dans cette memoire, nous avons tenté d'apporter au lecteur des éléments de compréhension du fonctionnement d'un réacteur à eau sous pression, en lui donnant, autant que de besoins, quelques caractéristiques significatives et justifications techniques de certains composants d'un REP. Après une présentation générale du fonctionnement d'un réacteur REP et de ses principaux circuits, la présente étude s'articule autour de deux parties. La première partie concerne l'étude théorique de spéciation du fluide primaire à 25°C, lors du fonctionnement et lors de la mise en arrêt à froid d'un réacteur.

La thermohydraulique est l'étude du transfert de la chaleur couplé à l'hydraulique des écoulements, avec la prise en compte d'une masse volumique variable résultant de l'échauffement ou du refroidissement du fluide. L'aspect le plus complexe demeure le changement de phase et le traitement d'écoulements diphasiques eau-vapeur. Dans un réacteur à eau pressurisée, l'eau du circuit primaire a un double rôle de caloporteur et de modérateur. Outre les enjeux de la maîtrise des transferts d'énergie et donc des températures dans les systèmes et composants d'un réacteur à eau sous pression, sa température ou la quantité de vapeur présente un impact primordial sur la réactivité et donc la neutronique du cœur. La thermohydraulique s'intéresse à l'état du fluide, à son mode de circulation et aux échanges thermiques dans le réacteur, dans les situations normales d'exploitation, d'incidents et d'accidents y compris les plus graves afin que les critères de sûreté se trouvent respectés en toutes circonstances.

Nous avons voulu à travers ce travail et comme première expérience simuler le fonctionnement normal d'un réacteur à eau sous pression.

Cela nous a permis de suivre l'évolution des différents composants d'une installation nucléaire, à commencer par le cœur du réacteur où la chaleur est produite par la réaction de fission, c'est une méthode qui diffère de la méthode traditionnelle dans laquelle les

combustibles fossiles sont brûlés pour produire de la chaleur. Le suivi des évolutions des paramètres hydrothermaux sur le cœur, le compresseur, le générateur de vapeur puis les turbines. Montre la plus haute importance d'un tel processus. Une augmentation de la température peut entraîner une augmentation de la pression et donc une explosion d'un des composants de l'installation.

✓ Dans le premier scénario, une réduction de la puissance de sortie de la turbine a été testée. Cela a montré les changements dans le débit d'eau dans le générateur de vapeur et la fluctuation de la pression d'entrée qui l'accompagne résultant d'un déséquilibre dans le débit d'entrée et de sortie de l'eau. du générateur de vapeur.

Où le débit d'eau diminue de 1750 t/h jusqu'à 1350 t/h dans presque 200 s, et rest stable dans cette valeur. Le débit d'eau d'alimentation prend la comportement, mais diminue vers une valeur moins (1200 t/h) puis monte pour s'installer à valeur de 1350 t/h dans une periode plus long (300 s). contrairement au débit la pression de GV il monte (59 bar BOC, 60 bar MOC et 62 bar EOC) puis il prend une valeur stable (56,5 bar). La meme remarque pour le Niveau d'eau de GV (un pick de 55,5 % BOC & MOC et 57% EOC puis valeur final de 50% d'eau dans le GV).

Dans le deuxième scénario, un arrêt forcé a été tenté par l'insertion immédiate des barres de commande, accuse la réactivité négative des barres de contrôle maintient alors le cœur souscritique avec une marge importante de l'ordre de -4% dk/k. ce qui a entraîné une confusion dans la pression du circuit de refroidissement du réacteur qui diminue à 130 bar dans 100 s pui augmente jusqu'à l'ordre de 155 bars dans 800 s par l'actionnement automatique de la résistance électrique du pressuriseur. Les temperatures des branche chaude, RCS et branche froide diminue jusqu'à 283 °c puis elles prennent une valeur unique et stable (288°C).

les niveaux d'eau à l'intérieur du compresseur, du générateur de vapeur, ainsi que dans le débit du premier cycle de refroidissement. efficacité du système de protection à l'intérieur du réacteur pour éviter toute situation d'urgence ou changement Hors de contrôle pour divers paramètres hydrothermaux.

Dans les deux expériences, les modifications des paramètres de l'installation n'ont pas entraîné d'accident ou de danger inattendu, ces paramètres ont finalement retrouvé leurs valeurs acceptables.

Cette étude n'est qu'une première étape dans l'utilisation des simulateurs pour les installations électriques. Toutes les connaissances que nous avons étudiées dans notre cursus de mécanique énergétique ont été utilisées pour comprendre le processus de production d'électricité à partir d'une installation nucléaire.

BIBLIOGRAPHIE

BIBLIOGRAPHIE

- [1] Mosey, D. Reactor Accidents. Nuclear Engineering International Special Publications. (1990).
- [2] Lamarsh, J.R. Introduction to Nuclear Reactor Theory, Second printing, Addison-Wesley Publishing Company, Inc. (1972).
- [3] Glasstone, S. and Sesonske, A. Nuclear Reactor Engineering. Chapman and Hall. (1994).
- [4] Wilson, R. Physics of liquid metal fast breeder reactor safety. Rev. Mod. Phys., 49, No.4, 893-924 (1977).
- [5] Duderstadt, J.J. and Hamilton, L.J. Nuclear reactor analysis. John Wiley and Sons, New York (1976).
- [6] Todres, N.E. and Kazimi, M.S. Nuclear systems I. Thermal hydraulic fundamentals. Hemisphere Publ. Co (1990).
- [7] WNA(1). World Nuclear Association website. <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/PowerReactors/Appendices/RBMK-Reactors>
- [8] Cameron, I.R. Nuclear fission reactors. Plenum Press, New York & London (1982).
- [9] Collier, J.G. and Hewitt, G.F. Introduction to nuclear power. Hemisphere Publ. Co (1987).
- [10] WNA(2). World Nuclear Association website. <http://www.world-nuclear.org/info/nuclearfuel-cycle/power-reactors/nuclear-power-reactors/>
- [11] USNRC. Reactor safety study. An assessment of accident risks in U.S. commercial nuclear power plants. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Rep. WASH-1400 (1975).
- [12] CRBRP. Clinch river breeder reactor plant technical review. CRBRPPMC 76-06 (1976).
- [13] USAEC. The safety of nuclear power reactors (light water cooled) and related facilities. U.S. Atomic Energy Commission, Rep. WASH 1250 (1973).
- [14] Gregg King, C.D. Nuclear power systems. The Macmillan Company, New York (1964).
- [15] Mould, R.F. Chernobyl record : the definitive history of the Chernobyl catastrophe. Publ. Institute of Physics (2000).
- [16] Jones, O.C. and Bankhoff, S.G.(editors). Symposium on the Thermal and Hydraulic Aspects of Nuclear Reactor Safety. Volume 2: Liquid Metal Fast Breeder Reactors. ASME, New York (1977b).
- [17] Lahey, R.T. Jr. The status of boiling water nuclear reactor safety analysis. In Jones, O.C. and Bankhoff, S.G. (1977).
- [18] Jones, O.C. and Bankhoff, S.G.(editors). Symposium on the Thermal and Hydraulic Aspects of Nuclear Reactor Safety. Volume 1: Light Water Reactors. ASME, New York (1977a).
- [19] Winterton, R.H.S. Thermal design of nuclear reactors. Pergamon Press (1981).

- [20] Gregg King, C.D. Nuclear power systems. The Macmillan company, New York (1964)
- [21] Rohsenow, W.M. and Hartnett, J.P. Handbook of heat transfer. McGraw- Hill Book Company (1973).
- [22] Tong, L.S. and Weisman, J. Thermal analysis of pressurized water reactors. American Nuclear Society monograph (1970).
- [23] Knief, R.A. Nuclear engineering: Theory and practice of commercial nuclear power. Hemisphere Pub. Corp (1992).
- [24] Todres, N.E. and Kazimi, M.S. Nuclear systems I. Thermal hydraulic fundamentals. Hemisphere Publ. Co (1990).
- [25] Dymola Multi-Engineering Modeling and Simulation .User Manual 5.fb.Lund.Dynssim AB .(2003).
- [26] Ernesto Kofman Francois E. Cellier. Continuous system simulation Springer Science +Business Media .Inc. (2006).
- [27] Shultis, K. and Faw, R. Fundamentals of Nuclear Science and Engineering, Second edition, CRC Press, Boca Raton, FL (2008).
- [28] Tong, L.S. Boiling crisis and the critical heat flux, US Atomic Energy Commission Report TID-25887 (1972).
- [29] Lamarsh, J.R. and Baratta, A.J. Introduction to Nuclear Engineering, Prentice Hall, Upper Saddle River, NJ (2001).
- [30] El-Wakil, M.M. Nuclear Heat Transport, American Nuclear Society, La Grange Park, IL (1981).
- [31] Masterson, R.E. An Introduction to Nuclear Reactor Physics, First edition, CRC Press, Boca Raton, FL (2017).
- [32] PCTTRAN Manual_ IAEA_ 2011.
- [33] TCS-68web. PCTTRAN Generic Pressurized Water Reactor Simulator. AIEA. Vienna , 20 19.

Sites Web

- [34] http://ap1000.westinghousenuclear.com/station_blackout_home/passivecorecooling.html.
- [35] <http://www.nrc.gov/reactors/pwrs.html>http://en.wikipedia.org/wiki/List_of_PWR_reactors.
- [36] <http://uk.aveva.com/EN/home-668/how-does-a-pwr-work-description-and-explanation--aveva-uk.html>.
- [37] <http://us.aveva.com/EN/home-933/us-epr-reactor-generation-iii-nuclear-reactor-solution-for-united-states.html>.
- [38] http://en.wikipedia.org/wiki/Pressurized_water_reactor.
- [39] http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1120_prn.pdf.