REPUBLIQUE ALGERIENNE DEMOCRATIQUE ET POPULAIRE

MINISTERE DE L'ENSEIGNEMENT SUPERIEUR ET DU LA RECHERCHE SCIENTIFIQUE

UNIVERSITÉ YAHIA FARES DE MÉDÉA

Faculté de Technologie

Département de Génie Mécanique



Mémoire de fin d'études pour l'obtention du Diplôme de Master

Filière : **Génie Mécanique**

Spécialité : **Énergétique**

ÉTUDE ÉNERGÉTIQUE ET EXEGÉTIQUES D'UN RÉACTEUR NUCLÉAIRE TYPE PWR

Présenté par :

- Mazouzi Azzeddine
- Sayed Lotfi

Encadré par :

Dr. TRIKI Zakaria

Dr. MENASRI Rabah

Promotion 2021/2022

DEDICACE

Je dédie ce modeste travail à :

A ma mère et mon père
A ma petite famille
A mes proches, sans exception.
A tous mes amis (es)

Azzeddine

DEDICACE

Je dédie cette thèse à mes chers parents ; deux personnesExceptionnelles qui, Par leur amour, leur dévouement, leur patienceet leur soutien inconditionnel m'ont permis d'arriver là où je suis.

et tous mes amis et collègues. Ainsi qu'à toute la famille.

Lotfi

Remerciements

A dieu tout puissant, nous rendons grâce pour nous avoir donné santé, patience et la volonté pour réaliser ce modeste travail.

Nous remercions Dr. Triki Zakaria, à qui nous exprimons notre profonde gratitude pour ses encouragements, aide, patience et conseils.

Nous tenons aussi à remercier notre Co-Promoteur, Dr. Mensari Rabah pour sa disponibilité.

Nous remercions également les membres de jury de nous faire l'honneur d'évaluer ce modeste travail.

Nous tenons enfin à remercier vivement tous ceux qui nous ont aidé de près ou de loin pour l'élaboration de ce travail.

Résumé:

L'énergie nucléaire est une source d'électricité à faible émission de carbone qui joue un rôle clef dans la transition énergétique actuelle. Les réacteurs à eau sous pression (PWR) représentent la majorité des réacteurs en fonctionnement dans le monde. Ils produisent environ les deux tiers de l'électricité mondiale d'origine nucléaire. L'objectif de ce travail est d'effectuer une analyse énergétique et exergétique d'un réacteur nucléaire type PWR en se basant sur le premier et le deuxième principe de la thermodynamique. Un modèle numérique sera ainsi développé pour examiner l'influence des différents paramètres de conception et de fonctionnement sur la performance du réacteur étudié dans l'optique de recherche des améliorations possibles.

Mots clés : Énergie nucléaire, Réacteur à eau sous pression (PWR), Étude énergétique, Analyse exergétique.

ملخص:

الطاقة النووية هي مصدر منخفض الكربون للكهرباء وتلعب دورًا رئيسيًا في الانتقال الطاقوي اليوم. تمثل مفاعلات الماء المضغوط (PWR) غالبية المفاعلات العاملة في جميع أنحاء العالم حيث تنتج حوالي ثلثي كهرباء العالم من المصادر النووية. الهدف من هذا العمل هو إجراء تحليل للطاقة والطاقة االفاعلة لمفاعل نووي من نوع PWR بناءً على المبدأ الأول والثاني للديناميكا الحرارية. وبالتالي سيتم تطوير نموذج عددي لدراسة تأثير معايير التصميم والتشغيل المختلفة على أداء المفاعل المدروس بهدف البحث عن التحسينات الممكنة.

الكلمات المفتاحية: الطاقة النووية ، مفاعل الماء المضغوط (PWR) ، دراسة الطاقة ، تحليل الطاقة الفاعلة.

Abstract:

Nuclear energy is a low-carbon source of electricity that plays a key role in today's energy transition. Pressurized water reactors (PWR) represent the majority of reactors in operation worldwide. They produce around two-thirds of the world's electricity from nuclear sources. The aim of this work is to perform an energy and exergy analysis of a PWR nuclear reactor type based on the first and second principles of thermodynamics. A numerical model will thus be developed to study the influence of the various design and operating parameters on the performance of the reactor studied with a view to seek possible improvements.

Keywords: Nuclear energy, Pressurized water reactor (PWR), Energy study, Exergy analysis.

Sommaire

- ***Remerciement***
- ***Dédicaces***
- ***Résumé***
- ***Liste des figures***
- ***Liste des tableaux***

INTRODUCTION GENERALE **01**

CHAPITRE I: GENERALITES SUR LES REACTEURS NUCLEAIRES

I.1. Introduction **03**

I.2. Énergie nucléaire **03**

I.2.1. Définition **03**

I.2.2. Le combustible nucléaire **04**

I.2.3. La fission nucléaire **04**

I.2.4. Quelque statique **05**

I.3. Centrales nucléaires **07**

I.4. Principaux types des réacteurs **08**

I. 4.1.Réacteurs à eau sous pression PWR **09**

I. 4.2.Réacteurs à eau bouillante BWR **09**

I. 4.3. Réacteur à eau lourde pressurisée PHWR **10**

I. 4.4. Réacteur bouillant de grande puissance RBMK **11**

I. 4.5. Réacteur à neutrons rapides RNR **12**

I.5. Les applications des réacteurs nucléaires comprennent essentiellement **13**

CHAPITRE. II. PROCEDE NUCLEAIRE PAR REACTEUR A EAU SOUS PRESSION (PWR)

II.1. Introduction **14**

II.2. Principe de fonctionnement **14**

II.3. Présentation générale des circuits d'eau primaire **16**

II.3.1. Le circuit primaire (RCP) **16**

II.3.1.1. Le cœur **17**

II.3.1.2. La cuve **19**

II.3.1.3. Le pressuriseur **20**

II.3.1.4. Les générateurs de vapeur **20**

II.3.1.5. Les pompes primaires **21**

II.3.1.6. L'enceinte de confinement **22**

II.3.2. Le circuit de contrôle chimique et volumétrique (RCV) **22**

II.4. Le circuit secondaire et la production d'électricité **23**

II.5. Le circuit tertiaire **24**

CHAPITRE. III. MODELISATION MATHEMATIQUE

III.1. Introduction **25**

III.2. Description du système proposé **25**

III.3. Modélisation Mathématique **27**

III.3.1. Modèle de bilan massique et énergétique **28**

III.3.2. Equation de bilan énergétique **28**

III.3.3. Modèle exergétique **29**

III.3.4. Organigramme de calcul **34**

CHAPITRE. IV. RESULTATS ET DISCUSSIONS

IV.1. Introduction **35**

IV.2. Présentation des résultats **35**

IV.2.1. Analyse énergétique **37**

IV.2.2. Analyse exergétique **38**

CONCLUSION GENERALE **42**

REFERENCES BIBLIOGRAPHIQUES **43**

Liste des figures

Figure		page
Figure (I.1)	Schéma de la fission d'un noyau d'uranium et de la réaction en chaîne	04
Figure (I.2)	Schéma de principe de la fission de l'U 235 et du Pu 239	05
Figure (I.3)	Réacteurs nucléaires de puissance par type	06
Figure (I.4)	Nombre de réacteurs en construction par région	07
Figure (I.5)	Diagramme de fonctionnement des centrales	08
Figure (I.6)	Schéma de principe d'un BWR	09
Figure (I.7)	Schéma de principe d'un CANDU	11
Figure (I.8)	Schéma de réacteur RBMK	12
Figure (I.9)	Schéma de principe d'un RNR	13
Figure (II.1)	Schéma de principe de fonctionnement d'un PWR	15
Figure (II.2)	Variation de température dans les circuits PWR	16
Figure (II.3)	Le circuit primaire d'un réacteur PWR	17
Figure (II.4)	Représentation d'un assemblage combustible et d'un crayon	18
Figure(II.5)	La cuve de réacteur à eau sous pression	19
Figure (II.6)	Générateur de vapeur de réacteur à eau sous pression PWR	21
Figure (II.7)	Schéma de principe du RCV	23
Figure (III.1)	schématique du système PWR	26
Figure (IV.1)	Bilan énergétique simplifié du PWR (en unités de MWth)	38
Figure (IV.2)	Bilan exergétique simplifié du PWR (en unités de MWth)	40
Figure (IV.3)	Rendements thermodynamiques et taux d'irréversibilité en pourcentage pour la centrale nucléaire PWR	41

Liste des tableaux

Tableau		page
Tableau (IV.1)	Données techniques de la centrale nucléaire PWR	35
Tableau (IV.2)	Débits totaux d'énergie et d'exergie pour la centrale PWR illustrée aux figure (III.1) **(**dans le chapitre trois)	36
Tableau (IV.2)	Valeurs énergétiques pour chaque composant et la puissance nette du centrale PWR	37
Tableau (IV.3)	Résultats d'analyse de la deuxième loi pour la centrale nucléaire PWR	39
Tableau (IV.4)	Résultats d'analyse des 1^{er} et $2^{ème}$ lois thermodynamique de la centrale	40

Nomenclature

Symbole	Indication	Unités
Ex	exergie	W
T	température	°C
e	exergie spécifike	(Kj/Kg)
$\dot{Q}$	energie de fission	W
h	enthalpie	Kj/Kg
S	entropie	Kj/Kg.K
$\dot{m}$	débit massique	Kg/s
$\dot{W}$	travail	W
P	puissance	W
Lettres grecques	**Indication**	**Unités**
ε	éfficacité	%
γ	photons	_
η	rendement	%
Indices / exposants	**Indication**	
ph	physique	
κe	potentielle	
Ch	chimique	
Ke	cinétique	
i	entré	
e	sorté	
P	pompe	
T	turbine	

R	réacteur
d	destruction
Tot	total
fiss	fission
U	uranium
UO2	l'oxyde d'uranium
rea	réacteur
SG	Steam generator (générateur de vapeur)
BP	basse pression
HP	hautes pression
HPT	high pressure turbine (turbine haute pression)
LPT	low pressure turbine (turbine basse pression)
FWT	feedwater tank (réservoir d'eau d'alimentation)
MS	Moisture separator (séparateur d'humidité)
RH	Reheater (réchauffeur)
HPH	high pressure heater (chauffage haute pression)
LPH	low pressure heater (réchauffeur basse pression)
u	utile
$\dot{I}$	taux d'irréversibilité
rev	réversible
c	fluide
T_{f0}	température de fluide
Ta	la température des fragments
th	Thermique

Abréviation	Désignation
PWR	Réacteurs à eau sous pression
BWR	Réacteurs à eau bouillante
MOX	Oxyde d’uranium-oxyde de plutonium
PHWR/ CANDU	Réacteur à eau lourde pressurisée
RBMK	Réacteur bouillant de grande puissance
RNR	Réacteur à neutrons rapides
GV	Générateur de vapeur
RCV	Le circuit de contrôle chimique et volumétrique
BAN	Bâtiment des auxiliaires nucléaires
CSP	Circuit Secondaire Principal

INTRODUCTION GÉNÉRALE

INTRODUCTION GENERALE

La problématique de l'énergie demeure toujours constante malgré les efforts notables et les avancées techniques et technologiques énormes pour assurer leur disponibilité et durabilité et répondre aux besoins croissants et continus à travers le monde entier. En effet, à cause de la croissance exponentielle de la population mondiale et le développement, la capacité des nations à répondre aux besoins en énergie à coût abordable est à l'heure sérieusement contestée par un certain nombre de questions. Exemple, leur dépendance aux contraintes économiques et environnementales du fait que leur accessibilité et effet sur l'environnement peut limiter leur utilisation [1].

Le pétrole, le charbon et le gaz assurent plus des deux tiers de la production d'énergie et d'électricité dans le monde, mais ils sont aussi à l'origine des gaz à effet de serre jugés principaux responsables du réchauffement climatique. Parallèlement, la progression rapide de la demande d'énergie prévue dans les cinquante prochaines années constituera un véritable défi pour les sociétés du monde entier qui devront trouver comment produire l'énergie nécessaire à la croissance économique et au développement social sans dégrader l'environnement. Les récentes flambées des cours du pétrole, les coupures de courant en Amérique du Nord et en Europe et les dérèglements climatiques ont aussi attiré l'attention sur des questions telles que la stabilité des prix à long terme, la sécurité d'approvisionnement en énergie et le développement durable [1].

Aujourd'hui, l'énergie nucléaire est de nouveau sur le devant de la scène car de nombreux pays, qui ont pris conscience des risques d'une dépendance vis-à-vis des combustibles fossiles et du vieillissement de leurs outils de production d'électricité, réévaluent leurs politiques énergétiques. La découverte ou le développement des nouvelles sources d'énergie telle que les énergies nucléaire, énergies renouvelables…etc est considérée comme une meilleure alternative pour répondre aux besoins énergétiques à coût acceptable et à faible effet sur l'environnement.

L'énergie nucléaire est l'une des meilleures solutions alternatives à l'avenir, puisque les déchets sont concentrés dans un cœur bien défini, donc non épuisés dans l'environnement et une meilleure efficacité est obtenue. Cependant, les centrales nucléaires comportent de

nombreux sous-systèmes, qui entraînent dans une certaine mesure des irréversibilités et des pertes d'énergie correspondantes. La réduction des irréversibilités devient donc une tâche importante pour augmenter l'énergie disponible dans l'usine. En effet, la définition des montants d'irréversibilité dans différents composants peut avoir une tâche importante [1].

L'objectif principale de ce travail est d'étudier détailler la centrale nucléaire à eau sous pression (PWR), l'étude pour évaluer les performances énergétiques et exergétiques. L'analyse, basée sur la première et deuxième loi de la thermodynamique, est effectuée sur tous les composants du système étudié.

Suite à l'introduction générale, le premier chapitre est consacré à des généralités sur l'énergie nucléaire, ainsi que les principales technologies des réacteurs nucléaires et leurs applications.

Dans le deuxième chapitre, on présente une analyse détaillée des réacteurs nucléaires à eau sous-pression (PWR) à savoir, ainsi que la description de ses différents composants, son principe de fonctionnement, et ses différents circuits d'eau.

Le contenu du troisième chapitre prend en compte la modélisation du système nucléaire PWR étudié, ainsi que le développement du modèle numérique sous MATLAB à partir des lois et des approches mathématiques disponibles dans la littérature.

Enfin, le dernier chapitre présente l'ensemble des résultats numériques obtenus et l'étude de performances avec les interprétations nécessaires pour un système nucléaire PWR.

Ce mémoire est achevé par une conclusion générale qui synthétise les principaux résultats obtenus ainsi que quelques perspectives futures.

CHAPITRE I

GENERALITÉS SUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE

I.1. Introduction

La crise pétrolière du début des années 70 a stimulé les demandes de construction de nouvelles centrales nucléaires, afin de trouver de nouvelles solutions permettant de répondre à la demande croissante d'énergie. Où l'énergie nucléaire a suscité un grand intérêt de la part des chercheurs et des pays désireux de développer ses installations pour mieux en profiter et la maîtriser technologiquement.

Dans ce chapitre, nous cherchons à introduire davantage sur l'énergie nucléaire et ses avancées, principe de fonctionnement, et à présenter les types de réacteurs existants, les plus répandus et les plus connus, la fission, les applications....etc.

I.2. Énergie nucléaire

I.2.1. Définition

Contrairement aux centrales thermiques à énergie fossile qui exploitent les énergies de liaisons interatomiques de molécules combustibles, l'énergie nucléaire, quant à elle, provient de l'énergie de cohésion du noyau d'atomes lourds particuliers, dits fissiles. Ce noyau est un assemblage de protons, de charge positive, et de neutrons sans charge très fortement liés malgré la répulsion électrique entre protons. Le noyau est extrêmement compact (10-12 mm), 100 000 fois plus petit que l'atome lui-même.

Dans les atomes lourds, le noyau contient beaucoup de protons qui se repoussent. Certains de ces noyaux (par exemple d'uranium ou de thorium) peuvent devenir instables et se rompre en libérant une partie de leur énergie de liaison. C'est la fission de l'atome. Dans les atomes très légers, au contraire, deux noyaux peuvent se fondre pour former un atome plus lourd mais plus stable en dégageant une énergie considérable. C'est la fusion, par exemple de noyaux d'hydrogène en noyaux d'hélium.

En se brisant (figure I.1), le noyau d'un atome d'uranium 235 expulse deux ou trois neutrons. Ceux-ci pourront à leur tour aller briser d'autres noyaux qui expulseront d'autres neutrons et ainsi de suite, dans une réaction en chaîne capable de libérer de grandes quantités d'énergie. C'est en récupérant et en transformant la chaleur ainsi produite que les centrales nucléaires fabriquent de l'électricité.

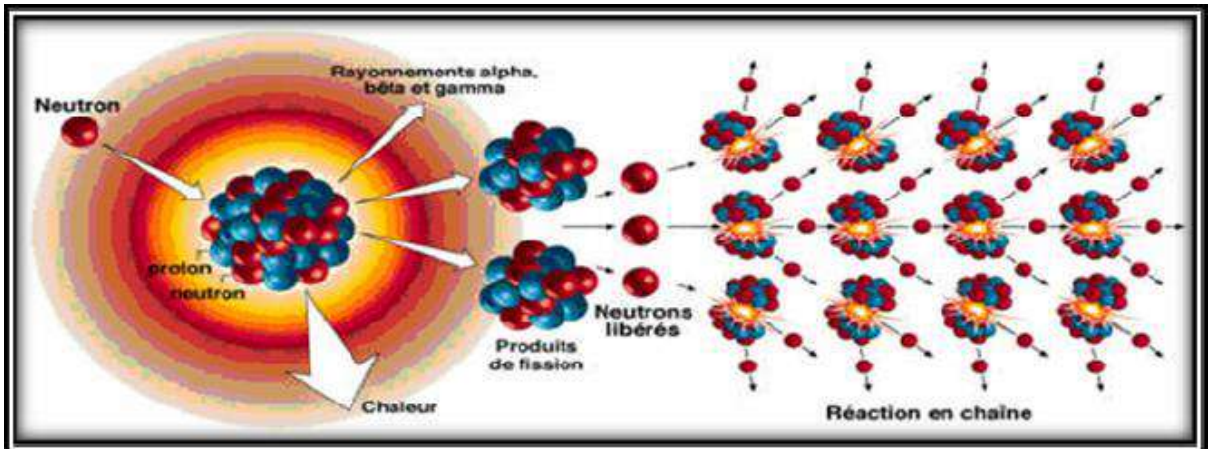


Figure (I.1) Schéma de la fission d'un noyau d'uranium et de la réaction en chaîne [2].

I.2.2. Le combustible nucléaire

Le combustible d'une centrale nucléaire contient des atomes fissiles c'est-à-dire des atomes dont le noyau a la capacité de se casser sous l'action d'un neutron, et, ce faisant, de libérer une quantité considérable d'énergie. D'où le nom de « combustible » par analogie avec la matière fossile brûlée dans une centrale thermique classique. Les principaux atomes fissiles sont l'uranium 233, l'uranium 235, le plutonium 239 et le plutonium 241. Seul l'uranium 235 se trouve à l'état naturel. C'est donc le plus souvent lui qui est utilisé comme combustible dans les centrales nucléaires. Le combustible nucléaire est placé dans le cœur du réacteur [3].

I.2.3. La fission nucléaire

La fission d'un noyau correspond à sa division en 2 fragments de masses voisines, les nucléons des noyaux lourds étant moins solidement liés les uns aux autres que les noyaux de masse intermédiaire (figure (I.2)), la fission libère de l'énergie qui peut être récupérée sous forme de chaleur. Les fragments sont très instables et se désexcitent vers des noyaux souvent radioactifs, les produits de fission, qui constituent les cendres ultimes de la fission. L'absorption d'un neutron peut aussi générer la fission de certains noyaux lourds (alors excités): c'est la fission induite qui est accompagnée par l'émission de quelques neutrons rapides (~ 2 MeV) et photons γ. Cette absorption d'un neutron par un noyau est assez aisée à réaliser car le neutron n'est pas repoussé par ce dernier. Toutefois, elle ne conduit pas toujours à une fission et peut produire un noyau plus lourd. On parle de « probabilité de fission » ou de « capture ». Pour certains noyaux lourds, la fission est la réaction la plus

probable, même par absorption de neutrons lents ou « thermiques » (< 1 eV): ce sont les noyaux fissiles. C'est le cas par exemple de l'235U (le seul noyau fissile de la nature) ou du plutonium 239. Supposons que la fission de l'235U conduise à la formation de 2 fragments ayant (235+1)/2 = 118 nucléons, la figure montre que le gain d'énergie de liaison est d'environ 0,8 MeV par nucléon, soit pour 236 nucléons, un peu moins de 200 MeV : c'est l'ordre de grandeur de l'énergie libérée par une fission (20 millions de fois plus que la combustion du méthane). Cette énergie n'est utile que si elle est produite de façon continue : ceci est possible grâce aux quelques neutrons (de 2 à 3) produits par chaque fission qui peuvent être réutilisés pour induire de nouvelles fissions, formant une réaction en chaîne. La réaction est dite « critique » si chaque fission entraîne une nouvelle fission. Si elle en produit un peu moins, la réaction s'arrête rapidement, sinon elle diverge [4].

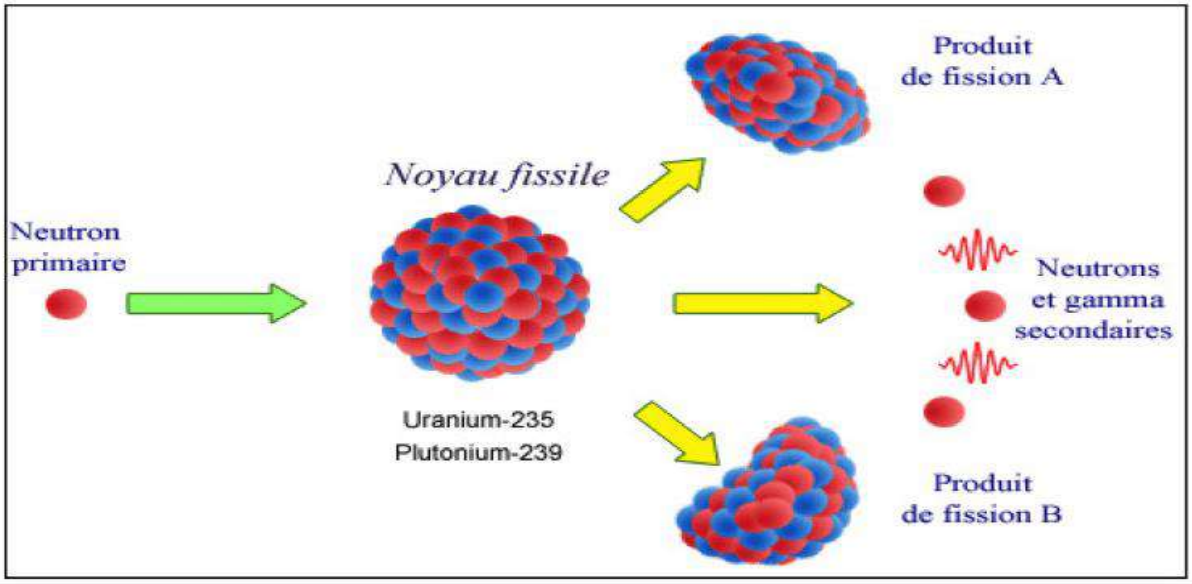


Figure (I.2) Schéma de principe de la fission de l'U 235 et du Pu 239 [5].

I.2.4. Quelque statique

La découverte, dans les toutes dernières années du XIX^{ème} siècle, de la radioactivité naturelle a valu le prix Nobel à Henri Becquerel et Pierre et Marie Curie. La radioactivité artificielle fut découverte au début des années trente par Frédéric et Irène Joliot-Curie et la fission juste avant la deuxième guerre mondiale : la scène était dressée.

Si l'on excepte les réacteurs naturels d'Oklo, l'histoire des réacteurs nucléaires commence le 2 décembre 1942 sous les tribunes d'un stade de Chicago, où s'établit, dans le réacteur CP1, construit sous la direction d'Enrico Fermi, la première réaction en chaîne entretenue. La première, bien modeste, production d'électricité nucléaire remonte à 1951 et il

faudra attendre le milieu des années cinquante pour les premiers réacteurs électrogènes "commerciaux" en Union soviétique et Grande-Bretagne… et le premier sous-marin nucléaire américain [6].

Au 31 décembre 2019, il y avait 443 réacteurs nucléaires de puissance en service dans le monde, représentant une capacité totale de 392,1 GWe, 83 % d'entre eux étaient modérés et refroidis par eau ordinaire, 11 % étaient modérés et refroidis par eau lourde, 3 % étaient refroidis par eau ordinaire et modérés au graphite et 3 % étaient refroidis par gaz (figure (I. 3)). Trois étaient des réacteurs à neutrons rapides refroidis par métal liquide. Près de 89 % de l'électricité d'origine nucléaire a été produite par 376 réacteurs à eau ordinaire [7].

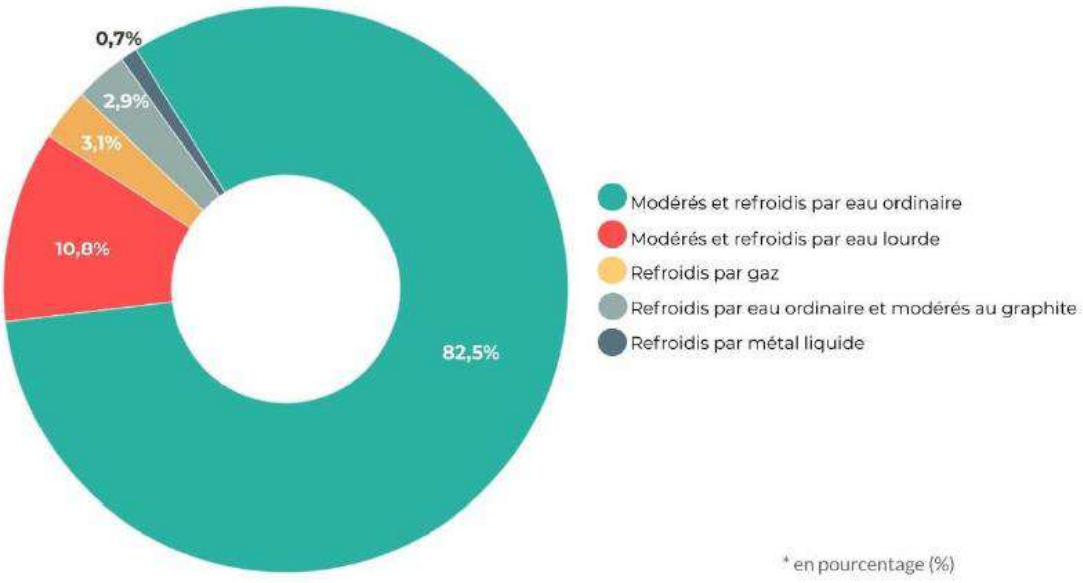
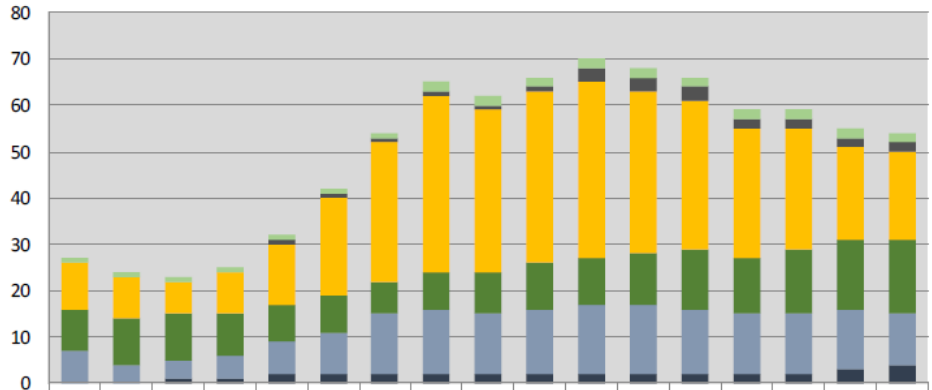


Figure (I.3) Réacteurs nucléaires de puissance par type [7].

En 2019, six nouveaux réacteurs à eau sous pression (PWR) ont été couplés au réseau, augmentant de 5174 MWe la capacité totale dans le monde pendant cette année : deux en Chine [Taishan (1660 MWe) et Yangjiang (1000 MWe)], un en République de Corée [Shin-Kori (1340 MWe)] et trois en Fédération de Russie [Novovoronezh (1114 MWe), Akademik Lomonosov (30 MWe) et Akademik Lomonosov (30 MWe)] [7].

Au 31 décembre 2019, 54 réacteurs étaient en construction. Zhangzhou et Taipingling (Chine), Bushehr (République islamique d'Iran), Kursk (Fédération de Russie) et Hinkley Point (Royaume-Uni) ont été mis en chantier. L'expansion et les perspectives de croissance à court et à long terme restent concentrées en Asie (Figure I.4), où 35 réacteurs sont en construction. C'est également en Asie que se trouvent 61 des 74 nouveaux réacteurs couplés au réseau depuis 2005 [7].



	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019
Amérique latine	1	1	1	1	1	1	1	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
Amérique du Nord	0	0	0	0	1	1	1	1	1	1	3	3	3	2	2	2	2
Asie - Extrême-Orient	10	9	7	9	13	21	30	38	35	37	38	35	32	28	26	20	19
Asie - Moyen-Orient et Asie du Sud	9	10	10	9	8	8	7	8	9	10	10	11	13	12	14	15	16
Europe centrale et orientale	7	4	4	5	7	9	13	14	13	14	15	15	14	13	13	13	11
Europe occidentale	0	0	1	1	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	3	4

Figure (I.4) Nombre de réacteurs en construction par région [7]

I.3. Centrales nucléaires

Une centrale électrogène s'organise autour d'une chaudière et un système de conversion d'énergie. La chaudière récupère la chaleur issue de la combustion. Le système de conversion d'énergie transforme une partie de cette chaleur en énergie mécanique directement récupérable sur l'arbre d'une turbine. Le taux de transformation d'énergie, appelé aussi rendement, est d'autant plus important que la différence de température entre les sources chaude et froide est grande. Une chaudière classique est le siège d'une réaction chimique exothermique, il s'agit de la combustion d'hydrocarbures (fioul, gaz naturel, charbon) par l'oxygène de l'air. Une chaudière nucléaire est une machine dans laquelle est entretenue une réaction en chaîne de fission de noyaux lourds par des neutrons. Un fluide caloporteur évacue la puissance issue de la réaction nucléaire vers le système de conversion d'énergie [6,8]. Ce principe de fonctionnement pour les centrales nucléaires se résume au diagramme suivant, figure (I.5).



Figure (I.5) Diagramme de fonctionnement des centrales [6].

Le système de conversion de l'énergie thermique (fournie par le cœur) en énergie électrique fonctionne souvent selon :

• Un cycle thermodynamique à vapeur (ex : cycle de Rankine).
• Un cycle thermodynamique à gaz (ex : cycle de Brayton).
• Un cycle combiné des deux précédents (centrales utilisant une source d'énergie d'origine fossile.

Le cycle de Rankine utilise l'eau comme fluide caloporteur. La vapeur surchauffée quitte la chaudière pour subir une première détente dans corps haute pression de la turbine. Elle est alors séchée, resurchauffée et entame de nouveau une série de détentes dans les étages moyenne puis basse pression avant d'être rejetée dans le condenseur. Les condensats sont extraits, éventuellement purifiés, préchauffés et admis de nouveau dans la chaudière. Le cycle de Rankine est caractérisé par un rendement de l'ordre de 30-40 %. Il est utilisé, entre autres, dans les réacteurs à eau sous pression. Le cycle de Brayton est à la base des centrales utilisant un caloporteur gaz. Le gaz, inerte dans la plupart des cas, subit une série de compressions avant d'être admis dans la chaudière. Le niveau de température à l'entrée des turbines est beaucoup plus important que celui atteint dans le cycle de Rankine. Le cycle de Brayton possède, de ce fait, un rendement qui avoisine 40-50 % [8].

I.4. Principaux types des réacteurs

Depuis les débuts de l'industrie électronucléaire, plusieurs filières de réacteurs ont été développées à travers le monde. Ces filières se distinguent par des choix d'options technologiques. Parmi elles, trois caractéristiques majeures permettent de classer les réacteurs en différentes filières :

• la nature de la matière fissile utilisée comme combustible nucléaire (ex : uranium naturel, uranium enrichi, plutonium).
• le fluide caloporteur, qui permet de récupérer la chaleur produite au niveau du cœur et de l'acheminer (ex : eau ordinaire sous pression ou bouillante, eau lourde, gaz carbonique, sodium, hélium).
• le modérateur, qui détermine l'énergie moyenne des neutrons dans le cœur du réacteur (ex : eau ordinaire, eau lourde, graphite).

Une combinaison de ces trois éléments produit des réacteurs ayant des caractéristiques différentes, qui ne satisfont pas tous de la même façon les différents critères de sélection d'une filière de réacteurs nucléaires. Ces critères, d'ordre technique ou économique, évoluent avec le temps. Il existe généralement cinq types principaux des réacteurs nucléaires suivants:

I. 4.1.Réacteurs à eau sous pression PWR

Le réacteur à eau sous pression ou REP (en anglais, PWR pour pressurized water reactor) est détaillé dans le chapitre trois.

I. 4.2.Réacteurs à eau bouillante BWR

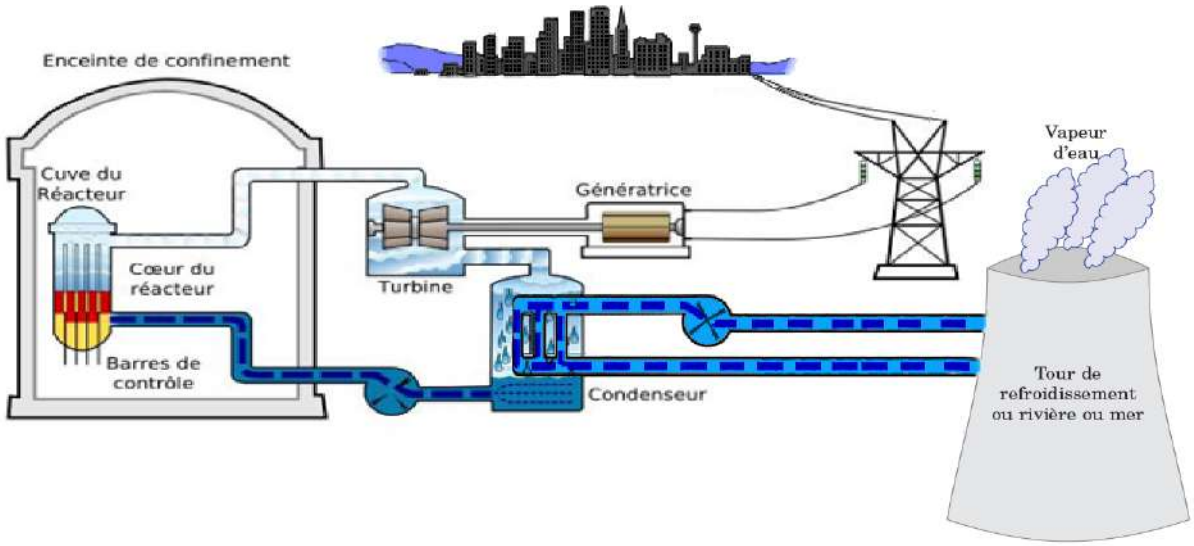


Figure (I.6) Schéma de principe d'un BWR [6].

L'autre variante des réacteurs à eau est celle des réacteurs à eau bouillante, figure (I.6). Il constitue le second type de réacteur le plus utilisé pour la production d'électricité. Ce réacteur, tout comme le PWR, utilise un combustible à oxyde d'uranium enrichi ou un mélange oxyde d'uranium-oxyde de plutonium (MOX) [7].

L'eau circulant dans le cœur assure à la fois les fonctions de caloporteur et de modérateur. Le contrôle neutronique du cœur est uniquement assuré par des barres de contrôle. L'eau de refroidissement est partiellement vaporisée dans le cœur. Du fait de l'encombrement des parties supérieures de la cuve par les séparateurs et sécheurs, les barres de contrôle sont insérées par le bas du cœur.

La principale différence entre les types de réacteurs est la pression qui est environ deux fois plus faible pour l'eau du circuit primaire, de sorte que l'ébullition se produit dans le cœur. À la sortie du cœur, après séparation des gouttelettes résiduelles, la vapeur est directement envoyée aux turbines. Le schéma de principe du BWR est donc plus simple que celui du PWR, la contrepartie est la nécessité d'une radioprotection au niveau des circuits classiques, notamment des turbines, car l'eau s'active légèrement dans le cœur (dans les PWR, le circuit secondaire est totalement exempt de radioactivité, puisqu'il n'y a pas d'échange de matière au niveau des générateurs de vapeur) [6].

I. 4.3. Réacteur à eau lourde pressurisée PHWR

Alors que la plupart des réacteurs refroidis à l'eau utilisent de l'eau légère (H_2O) comme liquide de refroidissement, un modèle, le réacteur canadien deutérium-uranium (CANDU) ou PHWR (en anglais, Pressurized Heavy Water Reactor), utilise de l'eau lourde. Le réacteur CANDU a été développé au Canada dans le but stratégique de permettre l'exploitation de l'énergie nucléaire sans avoir besoin d'importer de l'uranium enrichi. Le Canada abrite certains des minerais d'uranium les plus riches au monde, mais l'enrichissement de l'uranium est un processus coûteux et hautement technique [14].

Le réacteur CANDU utilise, comme modérateur et caloporteur, un type d'eau appelé eau lourde. L'eau lourde est une forme d'eau dans laquelle les deux atomes d'hydrogène normaux ont été remplacés par deux de la forme isotopique, le deutérium. Chaque atome de deutérium pèse deux fois plus qu'un atome d'hydrogène normal, d'où le nom d'eau lourde. L'eau lourde est présente en petites quantités dans l'eau naturelle.

Le caloporteur à eau lourde du réacteur CANDU est maintenu sous une pression d'environ 100 bar, inférieur à celle d'un PWR à eau légère, et l'eau atteint environ 290 °C sans bouillir. La chaleur est transférée via un échangeur de chaleur à un système d'eau légère avec un générateur de vapeur et le système secondaire entraîne une turbine à vapeur à peu près de la même manière qu'un PWR (Figure (I.7)). Le rendement est légèrement inférieur à celui des réacteurs à eau légère à environ 30 % [9].

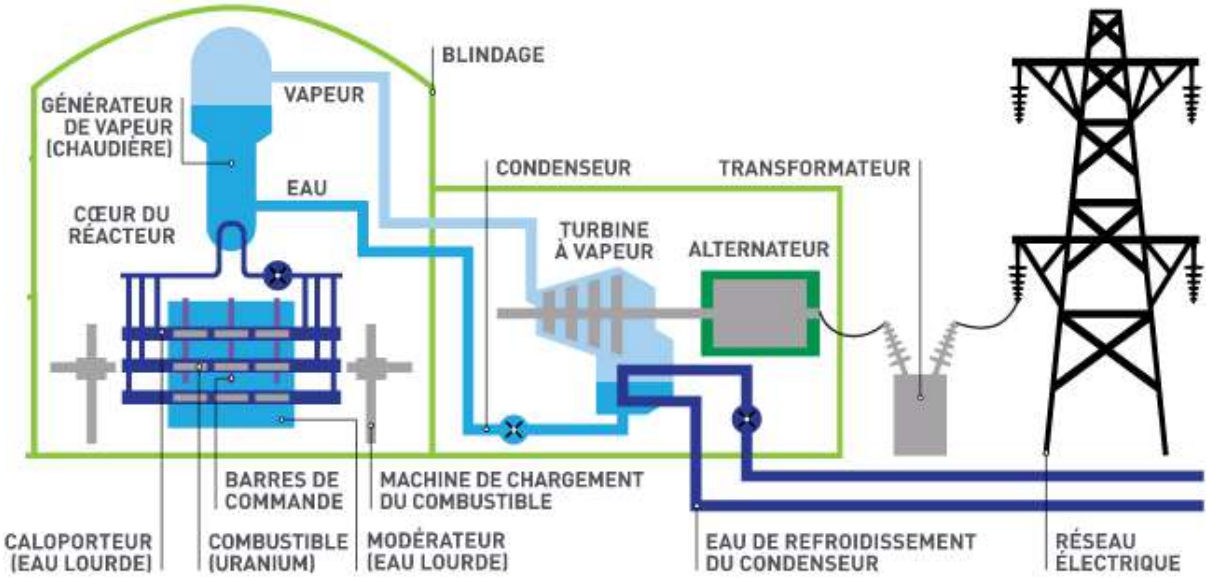


Figure (I.7) Schéma de principe d'un CANDU [10].

I. 4.4. Réacteur bouillant de grande puissance RBMK

Le réacteur RBMK russe (en anglais, high-power channel reactor) est un autre BWR, mais de conception très différente de tout autre réacteur nucléaire utilisé aujourd'hui. Comme le réacteur CANDU, le réacteur RBMK répondait au besoin de créer une réaction nucléaire durable sans uranium enrichi, ou dans ce cas avec un faible enrichissement en uranium. Dans de nombreux réacteurs nucléaires anciens et expérimentaux, le graphite était utilisé parce qu'il avait un faible coefficient d'absorption et aussi parce qu'il était bon marché. Le deutérium, s'il absorbe moins de neutrons, est beaucoup plus coûteux à produire.

Le réacteur RBMK était essentiellement de conception utilitaire. Le cœur est chargé de blocs de graphite dans lesquels des trous ont été percés pour permettre l'insertion des crayons combustibles et des barres de contrôle. Le cœur est également traversé par des tubes de force qui transportent de l'eau pompée à partir d'un réservoir situé sous le réacteur. Celle-ci est laissée bouillir en vapeur dans les tuyaux et est ensuite collectée par le haut et acheminée vers les cuves du générateur de vapeur. Le système eau/vapeur est pressurisé à 68 bar et l'eau atteint une température de 284 °C. En fonctionnement, le modérateur en graphite atteint une température de 730 °C. La cuve contenant le cœur est remplie d'un mélange gazeux hélium/azote qui est inerte, pour éviter l'oxydation du graphite et facilite également le transfert de chaleur entre le graphite et les tubes de force à eau. La figure (I.8) représente le principe de fonctionnement d'un réacteur RBMK [9].

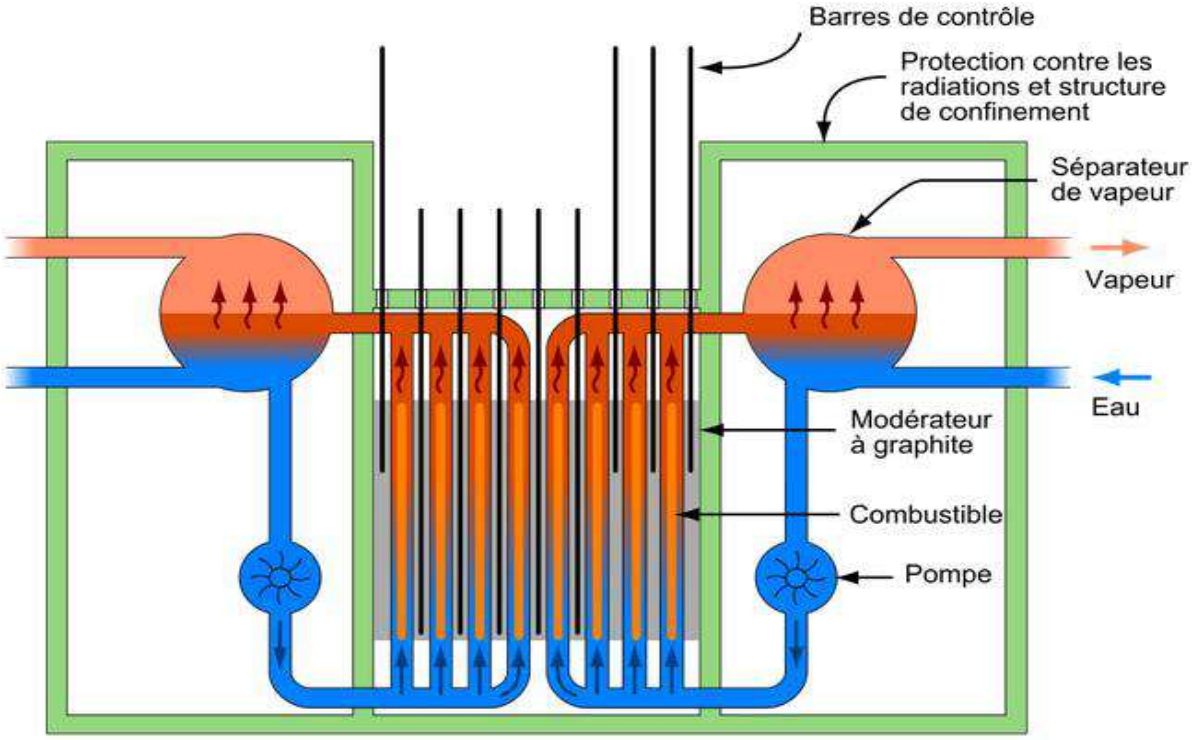


Figure (I.8) Schéma de réacteur RBMK [10].

I. 4.5. Réacteur à neutrons rapides RNR

Les réacteurs à neutrons rapides (figure I.9) (France) ont été conçus pour utiliser la matière fissile (l'uranium et le plutonium) comme combustible nucléaire, plus complètement que dans les réacteurs à neutrons thermiques. Contrairement aux réacteurs de 2ème et de 3ème génération, ce réacteur, dit de « 4ème génération », consommerait de l'uranium 238 (constituant 99,3% de l'uranium naturel) plutôt que de l'uranium 235 (0,7% de l'uranium naturel), ce qui nécessiterait in fine moins d'uranium naturel extrait du sous-sol pour produire de l'électricité. Ce démonstrateur industriel pourrait également brûler du plutonium et transformer des actinides mineurs, déchets nucléaires à vie longue, en des déchets nucléaires à vie plus courte. Les réacteurs à neutrons rapides (RNR), au contraire, peuvent consommer intégralement l'uranium naturel.

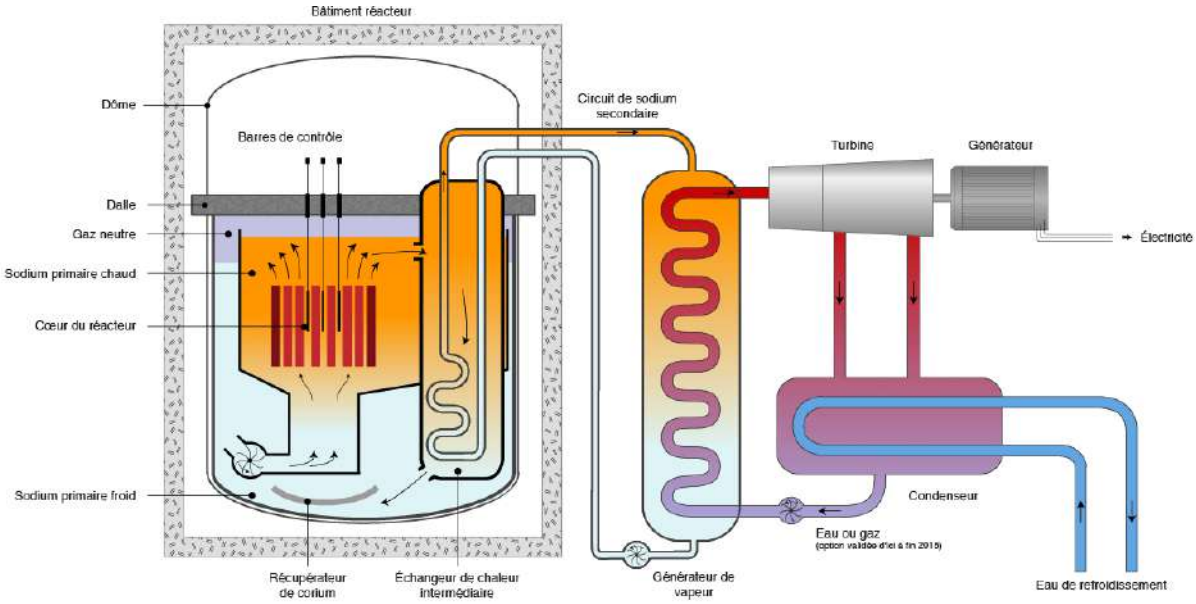


Figure (I.9) Schéma de principe d'un RNR [10]

Le fluide caloporteur peut être un métal liquide, tel le sodium (Phénix) ou un gaz (l'hélium). Ils présentent les avantages de pouvoir fabriquer de la matière fissile (surgénérateur) ou, au contraire, incinérer des déchets (actinides) à vie longue.

I.5. Les applications des réacteurs nucléaires comprennent essentiellement

- La production de chaleur, qui elle-même alimentera un autre usage (production de vapeur pour un travail mécanique ou la production d'électricité, production d'eau douce par dessalement).
- La production du plutonium à usage civil (combustible MOX) ou militaire (bombe atomique). Selon les termes du traité de non-prolifération, la production du plutonium militaire doit être réalisée dans des installations distinctes des installations civiles. la production de neutrons libres ou d'isotopes radioactifs, utilisés pour la recherche en médecine.
- Les principales applications sont la production d'électricité et la propulsion de navires militaires (sous-marins nucléaires, porte-avions...) ou civils (brise-glace notamment).

CHAPITRE II

PROCÉDÉ NUCLÉAIRE PAR RÉACTEUR A EAU SOUS PRESSION (PWR)

Chapitre. II. Procédé nucléaire par réacteur à eau sous pression (PWR)

II.1. Introduction

Aujourd'hui, l'utilisation de l'énergie nucléaire pour des applications non énergétiques telles que le dessalement, la production d'hydrogène, le chauffage et le refroidissement urbains, de même que pour plusieurs applications industrielles grandes consommatrices d'énergie, suscitent un intérêt croissant. Ces applications peuvent compenser une grande partie des coûts de la production d'énergie d'origine nucléaire.

Parmi les réacteurs nucléaires les plus répandus et les plus utilisés le réacteur à eau sous pression (PWR), qui représente 82 % des réacteurs utilisés dans le monde. Les PWR sont particulièrement adaptés à ce type d'applications, regroupées sous le concept de « cogénération » [7].

La mise en œuvre d'un réacteur nucléaire à eau sous pression fait appel à de nombreux domaines scientifiques et technologiques tels que la physique nucléaire, la neutronique, la mécanique des fluides, la thermodynamique, la chimie, la mécanique, la radioprotection, l'électronique et bien d'autres. Nous avons essayé d'aborder dans ce chapitre, à travers une description générale des PWR, certains concepts tels que le principe de fonctionnement, le design, les composants, et les circuits de l'eau (primaire et secondaire...etc.) des technologies d'un réacteur à eau sous pression (PWR).

II.2. Principe de fonctionnement

Le Réacteur à eau sous pression (PWR) est une technologie de réacteur nucléaire, également appelé de deuxième génération. C'est le type de réacteur nucléaire le plus fréquent dans le monde. Le combustible nucléaire est constitué d'oxyde d'uranium enrichi. La proportion d'uranium 235 fissile est de l'ordre de 4 % par rapport à l'uranium 238. Il est également possible d'utiliser du combustible "MOX" (mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium). Le combustible se présente sous la forme de pastilles empilées dans des gaines en alliage de Zirconium chargées de confiner les produits de fission et ainsi d'éviter leur dissémination dans l'eau du circuit primaire. Les crayons combustibles ainsi formés sont agencés sous forme d'assemblages dont la tenue mécanique est assurée par des grilles. Selon les modèles de PWR, on charge entre 120 et 250 assemblages dans la cuve du réacteur [8].

Son architecture est principalement caractérisée par la présence de deux circuits de refroidissement : le circuit primaire, dans lequel circule le fluide de refroidissement du cœur et le circuit secondaire, qui sert à la production de vapeur et à la production d'énergie mécanique pour la turbine. Le cycle thermodynamique d'un PWR est le cycle de Rankine. La figure (II.1) présente le principe de fonctionnement du réacteur PWR [6].

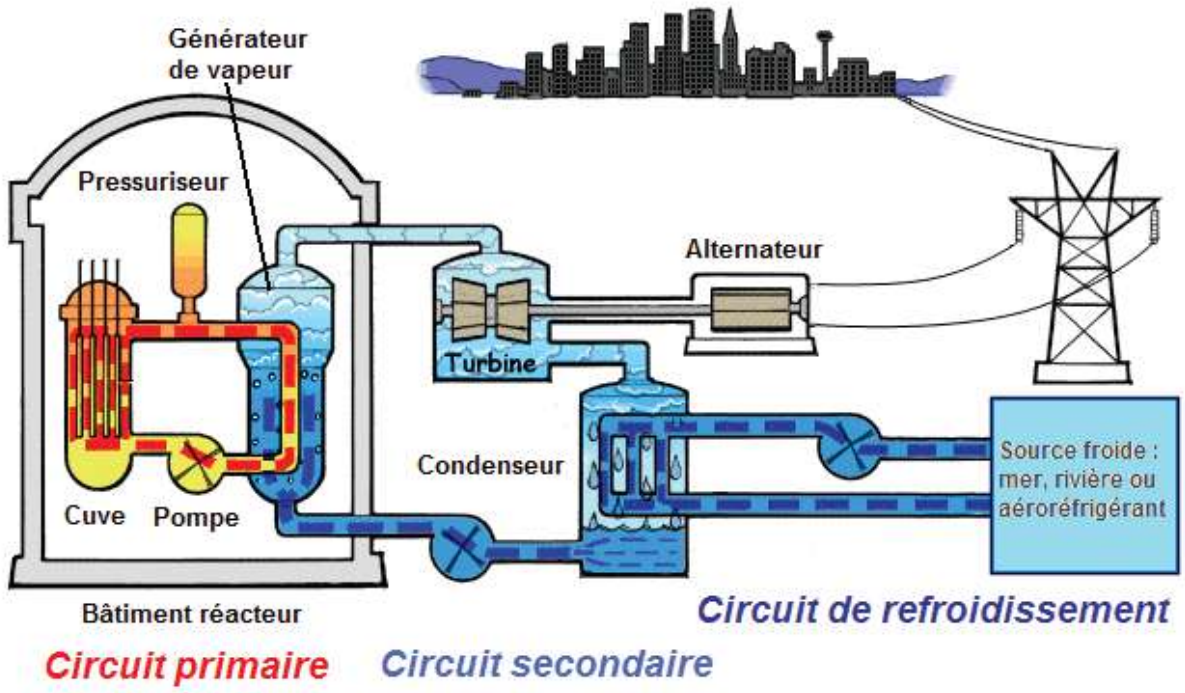


Figure (II.1) Schéma de principe de fonctionnement d'un PWR [6]

Le caloporteur est de l'eau ordinaire (légère) sous pression. L'eau agit également comme un modérateur car elle a la capacité de ralentir les neutrons rapides à une vitesse appropriée pour la fission [6]. Elle constitue en effet un bon réfrigérant universellement utilisé dans l'industrie. La chaleur centrale produite par les réactions de fission est extraite et transportée par le fluide primaire circulant en permanence. Maintenu dans un circuit fermé sous pression, le fluide primaire transmet son énergie à un circuit d'eau secondaire via plusieurs échangeurs de chaleur et les générateurs de vapeur. Pour que ce transfert de chaleur soit efficace, l'eau du circuit primaire doit absolument être maintenue liquide à l'interface eau/ échangeur. Or, comme pour toute machine thermique convertissant une quantité de chaleur en énergie utile (ici mécanique puis électrique) basée sur le modèle de la machine de Carnot, la recherche d'un rendement énergétique optimal impose une source chaude de température la plus élevée possible.

Un compromis a donc été trouvé entre les hautes températures recherchées et les hautes pressions nécessaires pour le maintien de l'eau à l'état liquide soit une pression de 150-155 bars et une température comprise entre 280-290 et 320-330°C (figure selon le niveau de puissance produit par le réacteur [2].

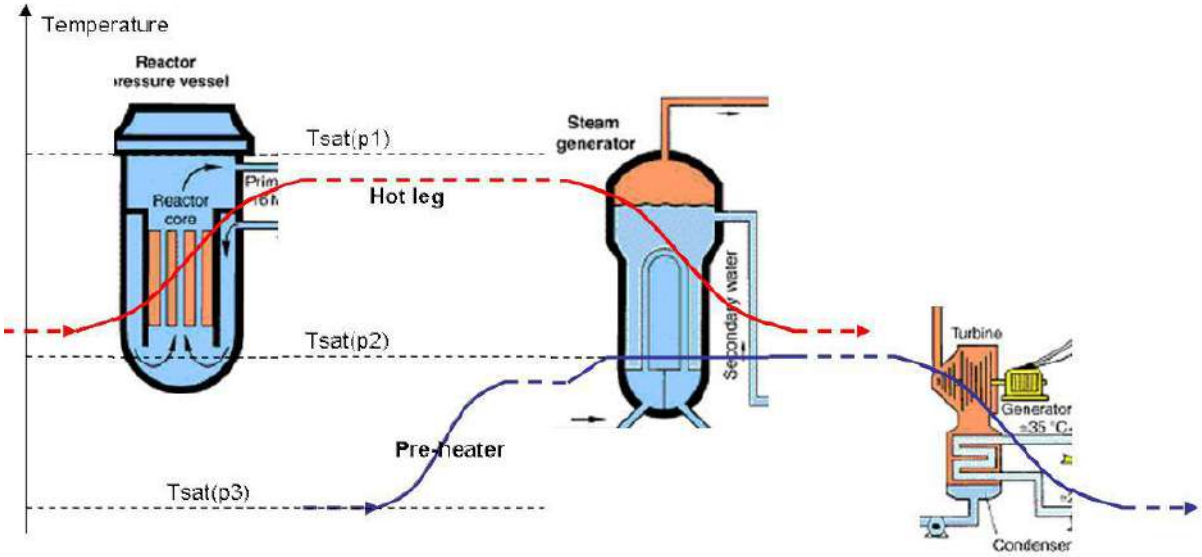


Figure (II.2) Variation de température dans les circuits PWR [12]

L'eau du circuit secondaire, n'étant pas sous pression, elle se vaporise et entraîne les turbines produisant l'électricité. Ensuite, cette eau passe par le condensateur, où, par refroidissement elle redevient liquide. Le circuit tertiaire ou circuit de refroidissement a pour objectif de condenser la vapeur. Ce peut être un circuit d'eau de rivière ou bien des tours de refroidissement. Cette eau sera en fin de chaîne énergétique, et se refroidie au contact de l'air circulant dans les aéroréfrigérants par le courant d'air qui monte dans la tour.

II.3. Présentation générale des circuits d'eau primaire

II.3.1. Le circuit primaire (RCP)

Le circuit primaire extrait la chaleur dégagée dans le cœur du réacteur par circulation d'eau sous pression dans les boucles de refroidissement (3 pour un réacteur de 900 MWe, 4 pour un réacteur de 1300 MWe ou 1450 MWe). Chaque boucle, raccordée à la cuve du réacteur, comprend un générateur de vapeur et une pompe de circulation dite pompe primaire.

Sur l'une des boucles, un pressuriser contrôle la pression du circuit primaire et contribue au maintien de la masse d'eau du fluide primaire. L'eau pressurisée du circuit primaire véhicule la chaleur produite dans le cœur du réacteur et la transfère (via les branches chaudes des boucles) à l'eau du circuit secondaire dans les générateurs de vapeur. Elle est ensuite reprise par les pompes primaires (via les branches en U à cause de leur forme) qui la renvoient par l'intermédiaire des branches froides des boucles dans le cœur du réacteur. La figure (II.3) représente le circuit primaire d'un réacteur PWR [2].

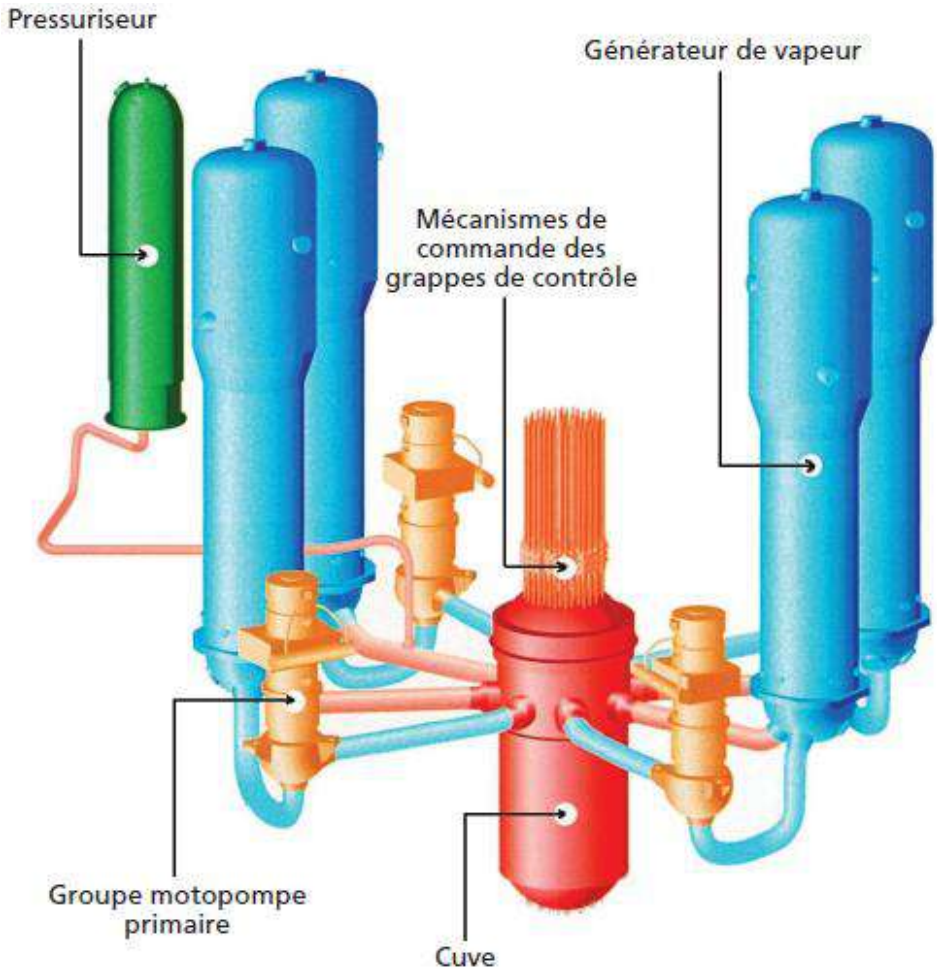


Figure (II.3) Le circuit primaire d'un réacteur PWR [10]

II.3.1.1. Le cœur

Le combustible nucléaire généralement adopté dans les PWR est l'oxyde d'uranium (UO2) enrichi en uranium 235. On utilise également sur une partie du parc français et jusqu'à 30% du cœur, un mélange d'oxyde d'uranium appauvri et de plutonium appelé MOX (Mixed Oxide).

L'oxyde d'uranium (IV) présente les avantages, d'une température de fusion très élevée et d'une bonne résistance à l'irradiation et à l'action de l'eau mais possède l'inconvénient d'une faible conductivité thermique. Il se présente sous forme de pastilles de 8 mm de diamètre, empilées dans une gaine ou crayon de Zircaloy 4 de diamètre extérieur 9,5 mm sur une longueur d'environ 4 mètres. Le zirconium qui constitue l'élément principal de cet alliage a été choisi pour sa faible section efficace de capture neutronique et sa bonne tenue à la corrosion en milieu primaire. Ces crayons combustibles, réputés étanches, constituent la 1ère barrière de confinement entre les produits de fission et l'environnement. Ils sont regroupés en assemblages combustibles carrés de 17x17 emplacements (264 crayons, 24 tubes guides et un tube d'instrumentation) de 21 cm de côté et de 4 m de longueur hors tout (figure (II.4)). On dénombre 157 assemblages dans un cœur d'un réacteur 900 MWe (soit 72,5 tonnes d'uranium) et 193 pour un réacteur 1300 MWe (soit 103,9 tonnes d'uranium). Les surfaces développées de Zircaloy en contact avec le fluide primaire sont respectivement d'environ 5000 m2 et 7200 m2 pour le palier 900 MWe et 1300 MWe. L'ensemble constitue une forme géométrique compacte ortho-cylindrique, dont le but principal est de minimiser les fuites en neutrons [2].

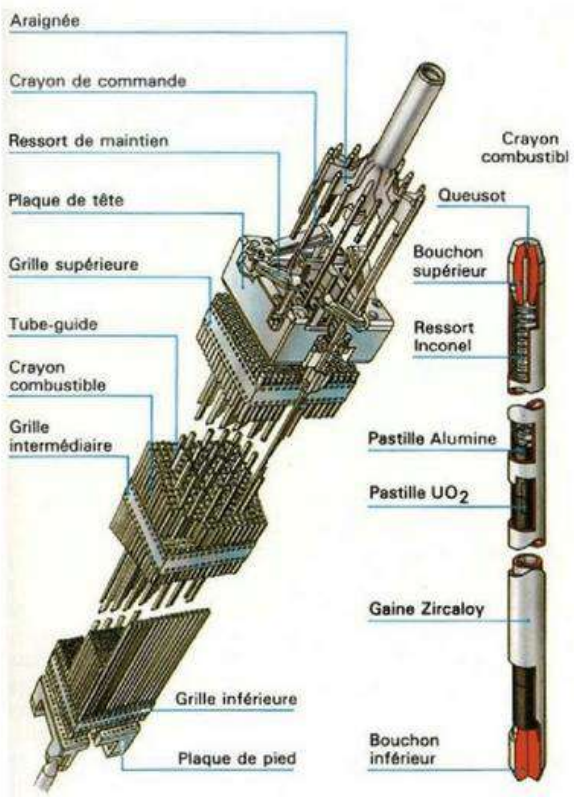
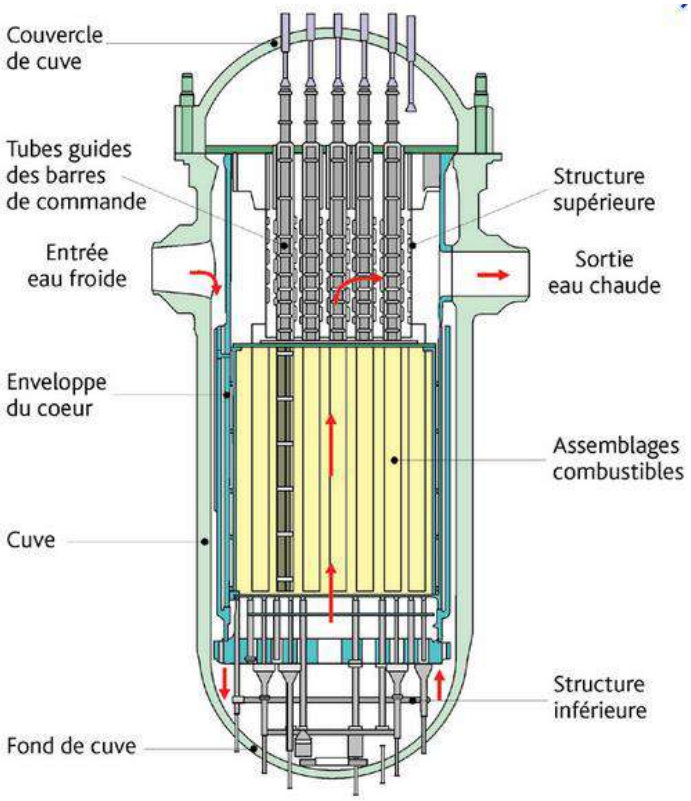


Figure (II.4) Représentation d'un assemblage combustible et d'un crayon [10]

II.3.1.2. La cuve

L'ensemble des assemblages combustibles, des internes de cuves et des barres de contrôle est installé dans une cuve cylindrique recouverte d'acier inoxydable d'une épaisseur de 22 cm, d'un diamètre intérieur de 4 m et d'une hauteur totale de 13 m. Il est fermé en sa partie inférieure par un fond hémisphérique et en sa partie supérieure par un couvercle amovible équipé de traversées étanches permettant le mouvement des grappes de commande. L'ensemble cuve et couvercle pèse environ 330 tonnes (Figure (III.5)) [2].



Figure(II.5) La cuve de réacteur à eau sous pression [10]

Lorsque le réacteur est en fonctionnement, l'eau issue des branches froides pénètre dans la cuve à 286°C, puis guidée par des équipements internes, descend le long de la paroi et remonte entre les crayons combustibles pour ressortir à 323°C au niveau des branches chaudes [2]. Au moment des arrêts pour rechargement du combustible (lorsque le réacteur est en état dit d'arrêt à froid), on procède au remplissage de la piscine qui se trouve au-dessus de la cuve simultanément au retrait de son couvercle. Une épaisseur d'eau de plusieurs mètres permet la manutention des assemblages combustibles (l'eau assurant un écran biologique contre les rayonnements dont l'efficacité dépend entre autres de l'épaisseur du matelas d'eau).

II.3.1.3. Le pressuriseur

Ce dispositif unique placé en point haut sur la branche chaude d'une boucle est destiné à maintenir le fluide primaire à l'état liquide grâce à la production d'un matelas de vapeur d'eau en équilibre avec la phase liquide. Le déplacement de l'équilibre thermodynamique au moyen d'un système de chaufferettes électriques (chauffage) et d'une aspersion (refroidissement) permet de contrôler finement la pression autour de la valeur visée de 150-155 bars [2].

II.3.1.4. Les générateurs de vapeur

Ces échangeurs de chaleur ont pour fonction de transférer la chaleur du circuit primaire vers le circuit secondaire. Ainsi de la vapeur est produite non pas dans le cœur (ce qui est le cas dans les réacteurs à eau bouillante, BWR) mais dans les générateurs de vapeur coté secondaire, sans qu'il y ait contact entre les deux fluides. Cette conception permet d'empêcher la dissémination de contamination radioactive et de préserver l'intégrité du circuit primaire qui constitue la 2ème barrière de confinement. Ce dispositif d'une hauteur d'environ 20 mètres est constitué d'un faisceau tubulaire de plusieurs milliers de tubes en forme de U (3300 tubes pour le palier 900 MWe et 5342 tubes pour le palier 1300 MWe). Ces tubes en alliage de nickel ont un diamètre interne de 1,6 cm et une longueur de 21 m dans le cas du palier 1300 MWe et 24 m pour le palier 900 MWe, ce qui représente une surface développée d'échange de 26000 m^2, soit la plus importante du circuit primaire [2].

Le fluide primaire pénètre à l'intérieur des tubes à 320-330°C, cède ses calories au fluide du circuit secondaire externe et ressort vers 280-290°C. La Figure (II.6) représente un générateur de vapeur de réacteur à eau sous pression PWR.

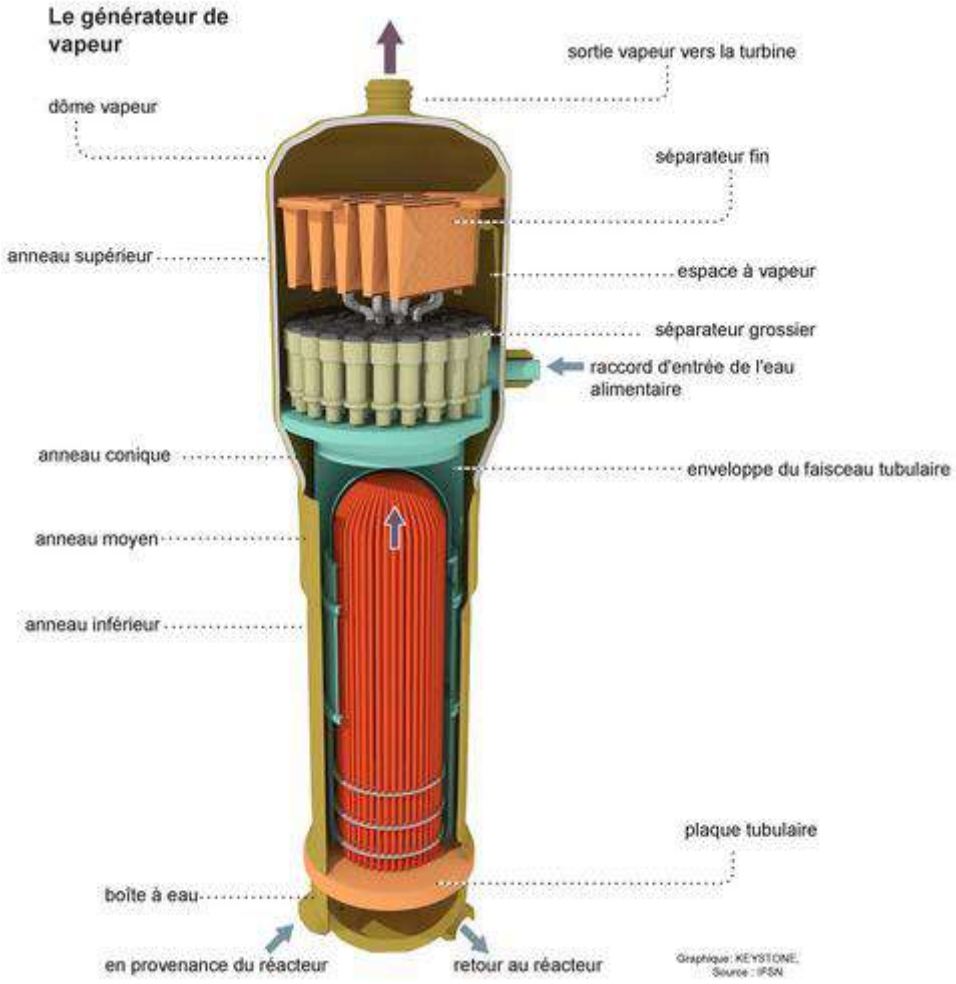


Figure (II.6) Générateur de vapeur de réacteur à eau sous pression PWR [10]

II.3.1.5. Les pompes primaires

Afin de limiter l'échauffement du fluide primaire à une quarantaine de degré entre l'entrée et la sortie du cœur et éviter d'atteindre la température critique d'ébullition (345°C à 155 bars) en sortie du cœur, le débit de circulation requis, dans le circuit primaire, doit être considérable de l'ordre de 20000 m^3 h^{-1} sur chaque boucle. De tels débits associés aux faisceaux tubulaires étroits des GV impliquent une perte de charge significative (environ 8bars) et justifient l'utilisation de pompes de forte puissance 6 MW aux dimensions considérables (8 mètres de haut et 90 tonnes), disposées sur les branches froides de chaque boucle [2].

II.3.1.6. L'enceinte de confinement

L'ensemble du circuit primaire et ses composants sont placés dans une enceinte étanche en béton (d'un diamètre de 50 m environ et d'une hauteur voisine de 60 m) dont l'objectif est d'assurer une 3ème barrière de confinement. Elle constitue l'enveloppe du bâtiment réacteur. Elle est conçue pour remplir deux fonctions principales : le confinement de produits radioactifs susceptibles d'être dispersés à l'intérieur de l'enceinte en situation accidentelle et la protection du réacteur vis à vis des agressions externes (chute d'un avion de tourisme par exemple). Elles sont de deux types, pour le palier 900 MWe l'enceinte est constituée d'une paroi externe de 90cm d'épaisseur en béton précontraint et d'une paroi interne en acier de faible épaisseur tandis que pour les paliers 1300 MWe et 1450 MWe, l'enceinte est constituée d'une paroi interne en béton précontraint et d'une paroi externe en béton armé de 120 et 55 cm d'épaisseur respectivement [2].

II.3.2. Le circuit de contrôle chimique et volumétrique (RCV)

Le circuit de contrôle chimique et volumétrique (RCV) est situé dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN) attenant au bâtiment réacteur et raccordé au circuit primaire. Le RCV représenté à la Figure (II.7), assure en permanence trois fonctions essentielles au bon fonctionnement du réacteur [2]:

Le contrôle volumétrique : Le circuit RCV vient en complément du pressuriseur pour absorber les variations de volume d'eau du primaire inhérentes aux fluctuations de masse volumique de l'eau du fluide primaire en fonction de la température et à la compensation des fuites.

Le contrôle chimique : Le dispositif permet d'injecter dans le fluide primaire des additifs chimiques et également d'en extraire les impuretés aqueuses, solides et gazeuses (produits de corrosion, d'activation et éventuellement de fission en cas de rupture de gaine) par dégazage et par rétention sur un poste de purification, constitué de filtres et de résines échangeuses d'ions.

Le contrôle neutronique : La concentration requise de bore dans le fluide primaire est atteinte par injection d'une solution d'acide borique concentrée ou par dilution, dans certains cas des résines échangeuse d'anions sont utilisées pour retenir un excès d'acide

borique du fluide primaire. Cette fonction permet de répondre aux exigences d'exploitation et de sécurité de la centrale.

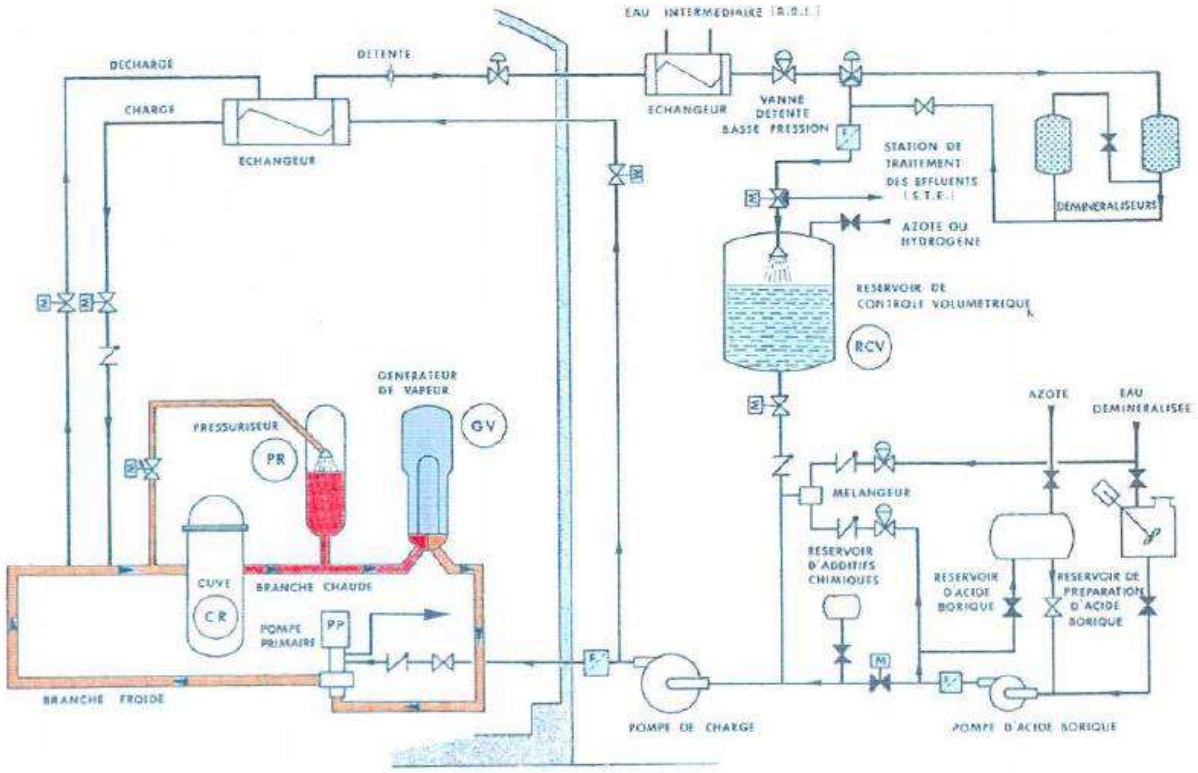


Figure (II.7) Schéma de principe du RCV [2].

II.4. Le circuit secondaire et la production d'électricité

La partie conventionnelle de l'installation transforme l'énergie thermique fournie par la partie nucléaire en énergie mécanique puis en énergie électrique. Pour cela, l'eau « caloporteur » entre dans les générateur sà vapeur à environ 220 °C, elle y prend la chaleur cédée par le fluide primaire au travers des tubes d'échange et en ressort sous forme de vapeur saturée à 320-330 °C sous une pression de 60 à 70 bars (humidité résiduelle 0,25 %, débit de vapeur. Cette vapeur est envoyée dans une turbine qui tourne à 1500 tours/minute et qui entraîne un alternateur. Elle repasse ensuite à l'état liquide dans le condenseur avant d'être renvoyée aux générateurs de vapeur. Le rendement du cycle est optimisé par le passage de la vapeur dans des sécheurs surchauffeurs, entre les étages hauts et basse pression de la turbine, et par le passage de l'eau condensée dans des réchauffeurs avant retour aux GV. Ces derniers sont protégés contre les surpressions par des soupapes montées sur les tuyauteries vapeur [11].

En toute rigueur, la dénomination « circuit secondaire » ne désigne que le circuit parcouru par le fluide secondaire, sous forme d'eau ou de vapeur. Il n'inclut donc pas les équipements électriques (alternateur, transformateurs, etc.). Sur le plan réglementaire, on appelle Circuit Secondaire Principal (CSP) l'ensemble formé par l'enveloppe sous pression de la partie secondaire des générateurs de vapeur, les tuyauteries d'arrivée d'eau et les tuyauteries de sortie vapeur jusqu'aux organes d'isolement de ces circuits qui sont à l'extérieur.

II.5. Le circuit tertiaire

Le condenseur est un échangeur dans lequel la vapeur venant de la turbine est refroidie et condensée par un troisième circuit, dit circuit de refroidissement ou circuit d'eau brute. Ce circuit tertiaire peut être [11]:

- **Soit ouvert :** le prélèvement d'eau à partir d'une source froide, mer ou rivière, et la rejette après passage dans le condenseur avec un écart de température d'une dizaine de degrés.
- **Soit fermé :** où l'eau est refroidie par l'air dans les aéroréfrigérants puis réutilisée, et une petite partie s'échappant sous forme de vapeur (panache).

Dans le cas d'un circuit ouvert, la totalité du débit est prélevée et rejetée dans la source froide alors que dans le cas d'un circuit fermé, on ne prélève que ce qu'il faut pour compenser la perte par le panache.

CHAPITRE III

MODÉLISATION MATHÉMATIQUE

III.1. Introduction

De nos jours, la modélisation et la simulation sont devenues un enjeu scientifique et technologique. L'outil de conception informatisé devient peu à peu indispensable dans l'industrie. En effet, ces outils de prédiction et d'analyse de comportement d'un système, permettent de réduire les coûts et les délais d'étude d'un nouveau produit en reportant la phase de prototypage le plus loin possible [12]. L'évolution des outils de calcul numériques nous permet d'envisager très sérieusement la modélisation d'un système complet, comme, par exemple, un système industriel complexe (centrale nucléaire). Il faut certes adapter le niveau de représentation de chaque modèle aux objectifs de l'utilisateur mais il faut avant tout prévoir l'interconnexion de tous ces modèles entre eux de manière à disposer, à terme, d'une représentation énergétique du système industriel complexe dans sa totalité [13].

Dans ce chapitre, une description du système proposé est présentée. Le système comprend un système nucléaire (centrale nucléaire à eau sous pression PWR) pour la production de l'électricité. Un modèle numérique a été développé sous MATLAB à partir d'un ensemble d'équations mathématiques linaires implicites générées par la combinaison de la loi du bilan massique, les lois de la thermodynamique (la $2^{ème}$ loi a été utilisée pour définir l'exergie dans le but de révéler les contributions des composants). Les principaux paramètres du modèle sont des détails physiques sur les turbines, réacteur, condenseur et les échangeurs de chaleur, le rendement de ca, et les débits masses des fluides de transfert de chaleur et leurs températures à l'entrée et sortie, la chute de pression à travers les échangeurs de chaleur et la puissance soit du condenseur, soit des turbines, ...etc.

III.2. Description du système proposé

La figure (III.1) illustre le schéma de la centrale nucléaire avec un réacteur à eau légère sous pression (PWR). Un réacteur thermique d'une capacité de 3900 MW est utilisé afin de générer la puissance nominale de 1300 MW. Cette centrale électrique comporte deux cycles principaux: le cycle primaire et le cycle secondaire. Dans la centrale, le cycle secondaire est appelé ci-après le cycle de vapeur.

Le cycle primaire contient un liquide de refroidissement qui est l'eau légère dans ce cas. Ce circuit est toujours maintenu sous pression pour éviter la vaporisation du fluide caloporteur à la température de fonctionnement du réacteur. Dans le cycle primaire, l'énergie thermique est soulagée par la réaction de fission du combustible nucléaire au cœur du réacteur (Calandaria).

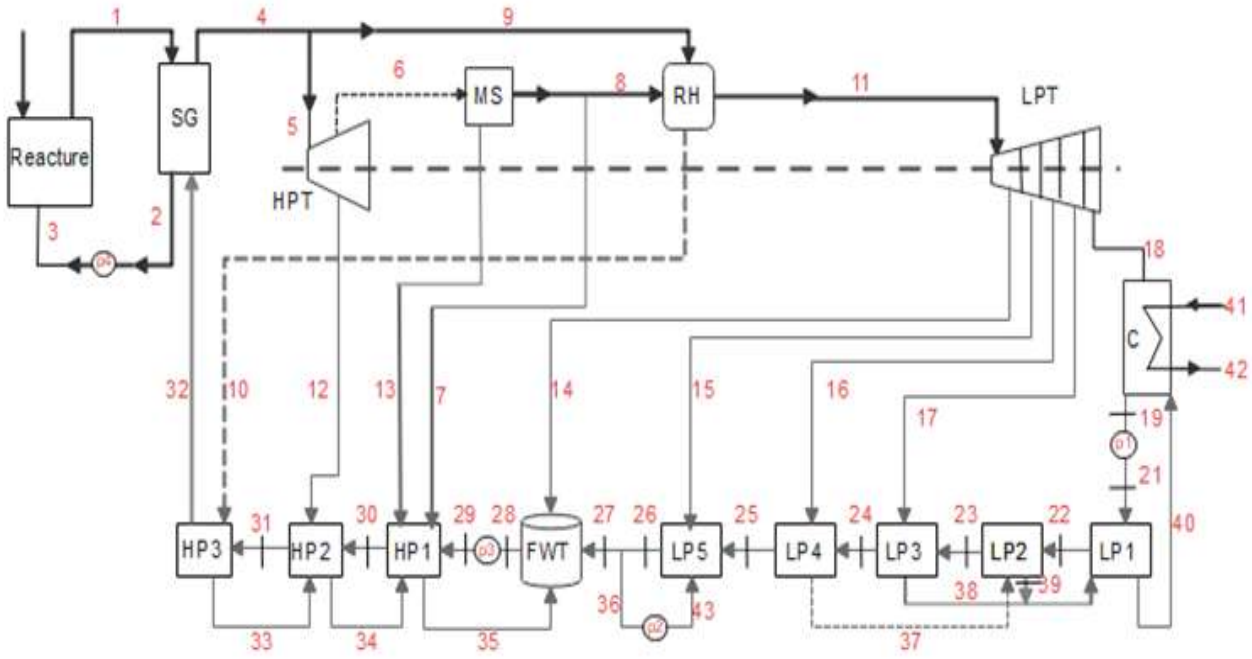


Figure (III.1) schématique du système PWR [14].

Le cycle primaire de la centrale électrique proposée contient quatre cycles. Le cycle primaire contient un liquide de refroidissement qui est l'eau légère dans ce cas. Ce circuit est toujours maintenu sous pression pour éviter la vaporisation du fluide caloporteur à la température de fonctionnement du réacteur. Dans le cycle primaire, l'énergie thermique est soulagée par la réaction de fission du combustible nucléaire au cœur du réacteur (Calandaria). Le cycle primaire de la centrale électrique proposée contient quatre cycles de refroidissement similaires (un réacteur et quatre générateurs de vapeur, quatre pompes et quatre pressuriseurs). Le pressuriseur est un composant de la boucle primaire qui maintient la pression de la boucle de liquide de refroidissement. La chaleur générée par la réaction de fission est transférée au liquide de refroidissement (eau légère). Le liquide de refroidissement est recirculé à travers les générateurs de vapeur et évapore le fluide de travail (vapeur) du cycle secondaire.

Dans le cycle secondaire, le système est composé d'une turbine haute et basse pression, d'un séparateur d'humidité, d'un réchauffeur, d'un réservoir d'eau d'alimentation, d'un condenseur, d'une pompe de condensat principale, d'une pompe d'eau d'alimentation et de chauffe-eau d'alimentation, comme le montre la figure (III.1) en détail. Les pompes à eau d'alimentation et les pompes à condensat fonctionnent ensemble en fonctionnement normal. De la vapeur biphasée d'une qualité de 0,9975 et d'une température de 284,5 C °, sort du générateur de vapeur. Certaines parties de la vapeur sortante sont dirigées vers la turbine HP.

Le reste est utilisé pour réchauffer les flux extraits du séparateur d'humidité. La vapeur surchauffée provenant du préchauffeur est dirigée vers la turbine BP. La vapeur d'échappement est ensuite acheminée dans le condenseur soumis à l'état 18. Notez que l'eau de refroidissement entrant dans le condenseur est fournie par la mer comme dans de nombreuses applications construites. Ensuite, il est pompé à travers des chauffe-eau d'alimentation à travers les états 22,23,24,25, 27, 29, 30 et 31 et retourne au générateur de vapeur (état 32).

III.3. Modélisation Mathématique

Les équations qui régissent l'analyse thermodynamique et exergétique de la centrale nucléaire PWR comprennent trois équations principales du bilan de masse, du bilan énergétique (première loi de la thermodynamique) et du bilan exergétique (deuxième loi de la thermodynamique) [15].

1) L'équation du bilan massique pour chaque composant de la centrale

$$\sum_i (\dot{m}_i - \dot{m}_e) = 0 \tag{1}$$

2) La première loi de la thermodynamique pour chaque composant de la centrale

$$\sum_i \dot{m}_i h_i - \sum_e \dot{m}_e h_e - \dot{W} + \dot{Q} = 0 \tag{2}$$

3) Équation de flux d'éxergie pour chaque partie de la centrale

$$\sum \dot{Q}\left(1 - \frac{T_0}{T}\right) - \dot{W} + \sum_i \dot{m}_i e_i - \sum_e \dot{m}_e e_e = \dot{E}_d \tag{3}$$

Pour simplifier l'analyse, certaines hypothèses et caractéristiques du modèle de la centrale développée sont les suivantes :

- Le modèle de système fonctionne en régime permanent.
- Le potentiel et l'exergie cinétique sont négligeables.
- Les pertes de charge dans toutes les canalisations et échangeurs de chaleur sont négligeables.
- Les pertes de chaleur dans les turbines et les pompes sont prises en compte.

III.3.1. Modèle de bilan massique et énergétique [14]

Bilan massique du réacteur et du générateur de vapeur

$$\dot{m}_1 = \dot{m}_2 = \dot{m}_3 \tag{4}$$

$$\dot{m}_4 = \dot{m}_{32} \tag{5}$$

Bilan massique des turbines basses et haute pression

$$\dot{m}_9 = \dot{m}_4 - \dot{m}_5 \tag{6}$$

$$\dot{m}_{12} = \dot{m}_5 - \dot{m}_6 \tag{7}$$

$$\dot{m}_{18} = \dot{m}_{11} - \dot{m}_{14} - \dot{m}_{15} - \dot{m}_{16} - \dot{m}_{17} \tag{8}$$

Bilan massique de condenseur

$$\dot{m}_{19} = \dot{m}_{18} + \dot{m}_{40} \tag{9}$$

III.3.2. Equation de bilan énergétique

La puissance thermique total libéré par le réacteur

$$P_{rea} = \dot{m}_1(h_1 - h_3) \tag{10}$$

Puissance de générateur de vapeur

$$\dot{Q}_{SG} = \dot{m}_1(h_1 - h_2) \tag{11}$$

Travail des pompes

$$\dot{W}_{p,i} = \dot{m}(h_s - h_e) \tag{12}$$

$$\dot{W}_{tot,p} = \sum_{i=1}^{i} \dot{W}_{p,i} \tag{13}$$

Bilan énergétique de condenseur, réservoir d'eau d'aimantation, les appareils de chauffage, séparateur d'humidité, …etc

$$\dot{Q} = \dot{m}(h_e - h_s) \tag{15}$$

Puissance des turbines hautes et basse pression

$$\dot{W}_{HPT} = \dot{m}_5 - (\dot{m}_6 h_6 + \dot{m}_{12} h_{12}) \quad (16)$$

$$\dot{W}_{LPT} = \dot{m}_{11} h_{11} - (\dot{m}_{44} h_{44} + \dot{m}_{15} h_{15} + \dot{m}_{16} h_{16} + \dot{m}_{17} h_{17} + \dot{m}_{18} h_{18}) \quad (17)$$

$$\dot{W}_{\boldsymbol{tot,T}} = \dot{W}_{HPT} + \dot{W}_{LPT} \quad (18)$$

- **La puissance nette de centrale PWR**

$$\dot{W}_{net,PWR} = \dot{W}_{HPT} + \dot{W}_{LPT} - \dot{W}_{tot,p} \quad (19)$$

- **Rendement thermique de PWR**

$$\eta_{PWR} = \dot{W}_{net,PWR} / P_{rea} \quad (20)$$

III.3.3. Modèle exergétique

En supposant des comportements adiabatiques pour tous les composants du système PWR (sauf le condenseur), le terme $\dot{E}_Q$ est négligé dans les équations de bilan exergétique. $\dot{E}_d$ Est la destruction exergétique due aux irréversibilités du système. L'ampleur de l'exergie spécifique dans chaque état est déterminée à partir de l'équation suivante [15]:

$$\dot{E}x = \dot{E}_{ph} + \dot{E}_{ch} + \dot{E}_{ke} + \dot{E}_{pe} \quad (21)$$

Où $\dot{E}_{ph}$, $\dot{E}_{ke}$, $\dot{E}_{pe}$ et $\dot{E}_{ch}$ représentent respectivement l'exergie physique, l'exergie cinétique, l'exergie potentielle et l'exergie chimique. Dans cette étude, les magnitudes des exergies cinétiques et potentielles ont été négligées.

En supposant une composition chimique constante des flux dans la centrale électrique PWR, l'exergie chimique est annulée dans les équations d'équilibre exergétique appliquées au système PWR. Par conséquent, l'exergie spécifique à chaque état arbitraire du PWR peut être supposée équivalente à l'exergie physique. L'exergie physique est obtenue à partir de l'équation suivante.

$$e = e_{ph} = (h - h_0) - T_0\,(s - s_0) \quad (22)$$

$$\dot{E}x = \dot{E}_{ph} = \dot{m} e_{ph} \quad (23)$$

Des détails pour développer les équations de bilan exergétique pour divers composants de la centrale PWR sont donnés dans [16]. Les expressions suivantes résument les équations d'équilibre exergétique et l'efficacité exergétique des composants du PWR:

- **Réacteur**

Dans la centrale nucléaire, chaque fragment de fission produit une quantité d'énergie cinétique de près de 84 MeV. Si les produits de fission sont considérés comme un gaz parfait étant à l'équilibre thermodynamique, ces fragments céderaient à une température de quantité Ta. A noter que cela correspond à l'énergie cinétique d'un fragment de fission tel que (3/2) kTa=84 MeV. En réalité, les produits de la fission ne sont pas des gaz monoatomiques. Le fragment de fission effectue le plus grand travail dans un processus théoriquement réversible, lorsque le processus présente le fragment à un état d'équilibre partagé avec l'environnement. De cette manière, le travail maximal par unité de masse des fragments de fission est donné par [15,16]

$$w_{u,max} = (h_a - h_0) - T_0(S_a - S_0) \tag{24}$$

Dans le cas de Ta >> T0, Eq. (24) devient

$$w_{u,max} = (c_v T_a + P_a v_a) - (c_v T_0 + P_a v_0) - T_0(S_a - S_0) \cong c_v T_a \cong u_a \tag{25}$$

Dans l'expression ci-dessus, le travail maximal peut être estimé à l'énergie de fission. Par la suite, on peut dire que toute l'énergie de fission est disponible en tant qu'œuvre. La puissance utile maximale $(\dot{W}_{u,max})_{fis}$ est égale à la puissance de fission u_a. Cette puissance est considérée comme étant délivrée aux crayons combustibles à une température de combustible constante T_{f0} Étant donné que Tfo est bien en dessous de Ta (la température des fragments), le combustible ainsi que les températures de surface de la gaine devraient être les mêmes dans les calculs.

Lors du transfert de puissance, la puissance des fragments de la fission s'avère hautement irréversible puisque $Ta >> T_{f0}$ se maintient. Par conséquent, la puissance maximale fournie par le crayon combustible avec une température de gaine T_{f0} est

$$(\dot{W}_{u,max})_f = (\dot{W}_{u,max})_{fis}\,(1 - \frac{T_0}{T_{f0}}) \tag{26}$$

En conséquence, le taux d'irréversibilité se présente comme suit dans le cas d'un transfert de puissance des fragments de fission vers les crayons combustibles

$$\dot{I}_f = (\dot{W}_{u,max})_{fis} - (\dot{W}_{u,max})_f \tag{27}$$

Il est à noter que toute la puissance de fission du combustible est supposée être donnée au liquide de refroidissement dans ce cas. Le travail maximum disponible du liquide de refroidissement peut être écrit comme

$$(\dot{W}_{u,max})_c = \dot{m}_c((h_e - h_i) - T_0(S_e - S_i)) = \dot{E}x_e - \dot{E}x_i \tag{25}$$

Ainsi, le taux d'irréversibilité peut être donné comme la perte d'exergie

$$\dot{I}_c = (\dot{W}_{u,max})_f - (\dot{W}_{u,max})_c \tag{26}$$

Et la puissance de fission peut être exprimée comme

$$(\dot{W}_{u,max})_{fis} \cong \dot{m}_c(h_e - h_i) = \dot{E}_e - \dot{E}_i \tag{27}$$

En supposant adiabatique et indéformable, les termes d'énergie cinétique, de travail de cisaillement et d'énergie potentielle peuvent être négligés. Le taux d'irréversibilité est donc

$$\begin{aligned} \dot{I}_R = (\dot{W}_{u,max})_{fis} - (\dot{W}_{u,max})_c &= (\dot{E}_e - \dot{E}_i) - (\dot{E}x_e - \dot{E}x_i) \\ &= \dot{m}_c T_0 (S_e - S_i)_R \end{aligned} \tag{29}$$

L’exergie destruction

$$\dot{Q}_{fiss} + \sum_i \dot{E}x - \sum_e \dot{E}x = \dot{E}_d \tag{30}$$

Et l'efficacité exergétique est [54]

$$\varepsilon_R = \frac{\sum_e \dot{E}x_e - \sum_i \dot{E}x_i}{(\dot{W}_{u,max})_{fis}} = \frac{\sum_e \dot{E}x - \sum_i \dot{E}x}{\dot{Q}_{fiss}} \tag{31}$$

- **Turbines**

A partir de la première loi de la thermodynamique, la production d'électricité pour le système de turbine adiabatique peut être écrite comme :

$$\dot{W}_t = (\dot{W}_u)_t = \sum_i \dot{m}_i\, h_i - \sum_e \dot{m}_e\, h_e \tag{32}$$

Le taux d'irréversibilité comme mesure de la perte d'exergie peut être donné par [15]

$$\dot{I}_t = \sum_i \dot{E}x_i - \sum_e \dot{E}x_e - \dot{W}_t \tag{33}$$

Le travail réversible est donné par la différence des débits exergétiques qui entrent/sortent de la turbine, d'où l'Eq. (34) s'écrit

$$\dot{I}_t = T_0(\sum_e \dot{m}_e S_e - \sum_i \dot{m}_i S_i) \tag{34}$$

L'éxergie déstruction

$$\sum \dot{E}x_i - \sum \dot{E}x_e = \dot{W}_T + \dot{E}_d \tag{35}$$

L'efficacité isentropique est

$$n_t = \frac{\dot{W}_t}{(\dot{W}_{u,max})} \tag{36}$$

Et l'efficacité exergétique est

$$\varepsilon_t = \frac{\dot{W}_t}{\dot{E}x_i - \dot{E}x_e} \tag{37}$$

- **Pompes**

La puissance d'entrée interne de la pompe peut être donnée comme

$$\dot{W}_p = \dot{m}_i h_i - \dot{m}_e h_e \tag{38}$$

Le taux d'irréversibilité est

$$\dot{I}_p = \sum_i \dot{E}x_i - \sum_e \dot{E}x_e - \dot{W}_p \tag{39}$$

L'éxergie déstruction

$$\sum \dot{E}x_i - \sum \dot{E}x_e = \dot{W}_p + \dot{E}_d \tag{40}$$

L'efficacité isentropique est

$$n_p = \frac{(\dot{W}_{u,rev})_p}{\dot{W}_p} \tag{41}$$

Et l'efficacité exergétique est :

$$\varepsilon_p = \frac{\dot{E}x_i - \dot{E}x_e}{\dot{W}_p} \tag{42}$$

- **Echangeurs de chaleur (chauffe-eau d'alimentation, générateur de vapeur, réchauffeur d'humidité, …etc):**

Le travail réversible pour le transfert de chaleur est égal au taux d'irréversibilités à l'intérieur des réchauffeurs, refroidisseurs, réchauffeurs, condenseurs, effets et thermo-compresseurs et générateurs de vapeur. L'expression est [15]

$$\dot{I}_{HT} = \dot{W}_{rev} - \dot{W}_u = \dot{W}_{rev} = \sum_i \dot{E}x_i - \sum_e \dot{E}x_e \tag{43}$$

L'éxrgie destruction

$$\sum \dot{E}x_i - \sum \dot{E}x_e = \dot{E}_d \tag{44}$$

$\dot{W}_u$ =0 est présent, il n'y a pas de travail utile produit pendant le transfert de chaleur. L'efficacité de la deuxième loi peut être définie comme :

$$n_{HT} = \frac{\sum_e \dot{E}x_e}{\sum_i \dot{E}x_i} \tag{45}$$

Et l'efficacité exergétique est [15]

$$\varepsilon = \frac{\dot{E}_{flux\ chauffé}}{\dot{E}_{flux\ utilisé\ pour\ le\ chauffage}} \tag{46}$$

De plus, la quantité totale d'exergie entrant ou fournie par le système et l'exergie totale sortant du PWR ainsi que son efficacité exergétique sont calculées selon les équations suivantes [14]:

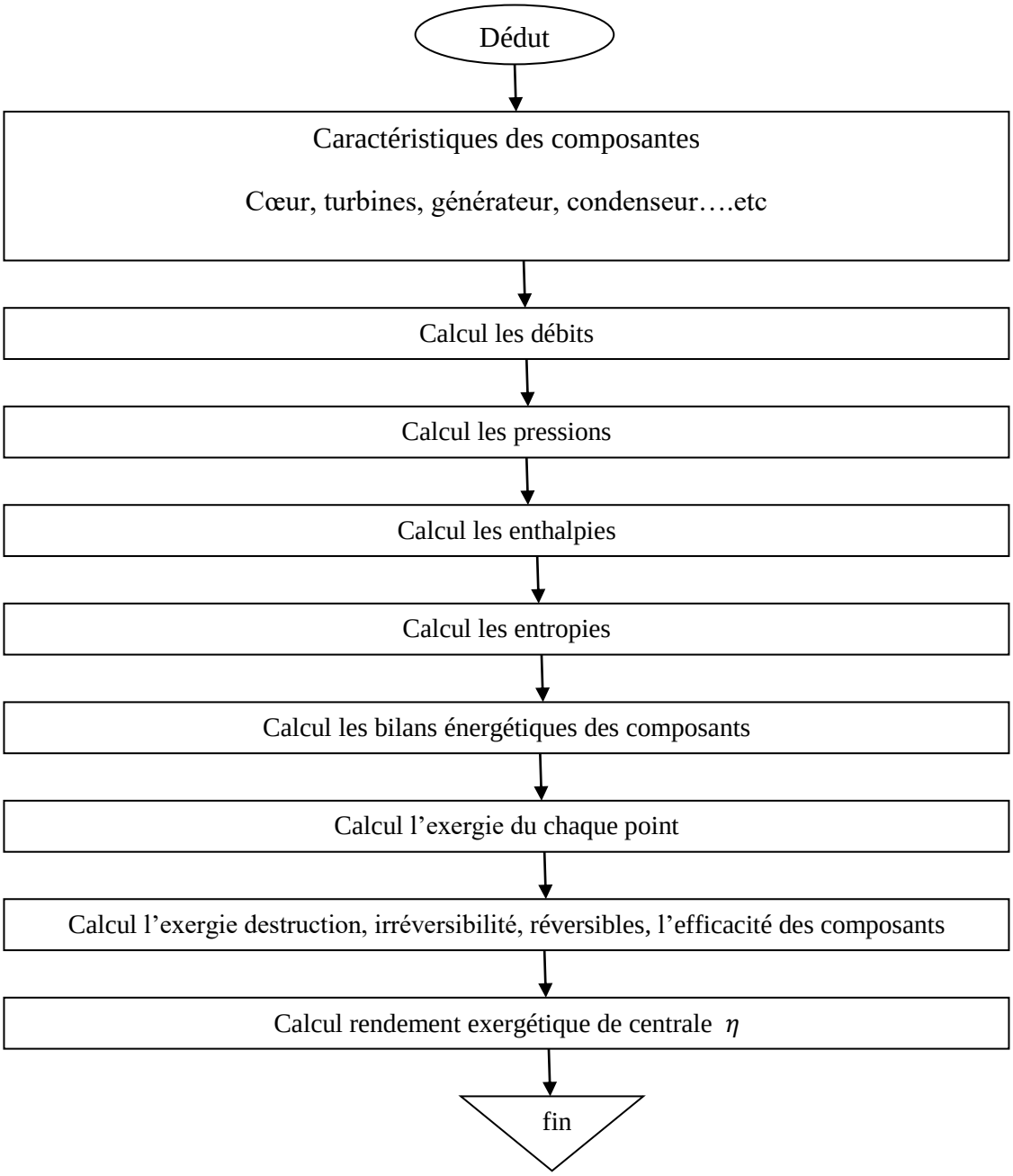
$$\dot{E}x_{Tot,i} = \dot{Q}_{fiss} + \dot{W}_{Tot,pumps} \tag{47}$$

$$\dot{E}x_{Tot,e} = \dot{W}_{Tot,Turbines} \tag{48}$$

$$\eta_{ex} = \frac{\dot{E}x_{tot,e}}{\dot{E}x_{Tot,i}} \tag{49}$$

III.3.4. Organigramme de calcul

L'organigramme de calcul et comme suit :



CHAPITRE IV
RÉSULTATS ET DISCUSSIONS

IV.1. Introduction

Ce chapitre est consacré à l'exposer des résultats numériques obtenus de la modélisation des équations discrétiser dans le chapitre trois, Afin d'évaluer les performances du système étudié, un modèle numérique a été développé sous MATLAB à partir d'un ensemble d'équations mathématiques linaires implicites générées par la combinaison de la loi du bilan massique, les lois de la thermodynamique (la 2ème loi a été utilisée pour définir l'exergie dans le but de révéler les contributions des composants).L'analyse énergétique et éxergétique ont été mises en œuvre sur la base de la première et la deuxième loi de la thermodynamique dans le but d'évaluer l'irréversibilité de la plante et du sous-système sur une centrale nucléaire à eau sous pression.

IV.2. Présentation des résultats

La centrale nucléaire proposée est une centrale nucléaire équipée d'un réacteur à eau sous pression (PWR). Un réacteur de puissance thermique de 3855 MW_{th} est utilisé pour générer la puissance nominale de 1300 MW_e, fonctionnant dans les conditions météorologiques locales du Brésil. Le tableau (IV.1) représente les données techniques de cette centrale.

Tableau (IV.1) Données techniques de la centrale nucléaire PWR

Réacteur	
Température d'entrée de l'eau de refroidissement (modérateur)	291.7 C°
Température de sortie de l'eau de refroidissement (modérateur)	324.9 C°
Liquide de refroidissement	H_2 O
Débit de liquide de refroidissement	19643.8 Kg/s
Pression	157 bar
Nombre de cycle de refroidissement	4
Générateur de vapeur	
Température de l'eau d'entrée (caloporteur)	211.13 C°
Température de l'eau de sortie (caloporteur)	282.3 C°
Pression d'entrée	66.07 bar
Pression de sortie	66.41 bar
Débit d'eau	2069.35 Kg/s
Nombre	4
Condenseur	
Température de l'eau de refroidissement d'entrée (l'eau de mer)	25 C°
Température de l'eau de refroidissement de sortie (l'eau de mer)	35 C°
Débit d'eau de refroidissement	61728.34

Le diagramme d'équilibre thermique d'un système nucléaire PWR avec des états numérotés de 1 à 42 est représenté sur la **figure (III.1)** dans le chapitre trois. Les trois premiers états situés sur le PWR du circuit primaire, cependant, les états de 4 à 42 sont situés le long du flux sur l'unité de tuyauterie côté secondaire nucléaire, tandis que les flux 41 et 42 se produisent le long du flux sur la boucle fermée de l'unité PWR de l'unité de tuyauterie du système de refroidissement à l'entrée et à la sortie du condenseur.

Tableau (IV.2) Débits totaux d'énergie et d'exergie pour la centrale PWR illustrée aux figure (III.1) **(**dans le chapitre trois).

État NO	Débit énergétique total	Débit exergétique total	État NO	Débit énergétique total	Débit exergétique total
	E(MW)	**Ex(MW)**		**E(MW)**	**Ex(MW)**
1	29118.7	8868.3	**22**	208.4	1.7
2	25247.6	6941.7	**23**	233.4	3.3
3	25264	6952.2	**24**	288	7
4	5739	2148.5	**25**	505.2	36.2
5	5383.5	2014.4	**26**	682.5	75.2
6	4489.1	1331	**27**	726.6	80.2
7	182	32.4	**28**	1228	157.9
8	4045.2	1217.1	**29**	1239.5	161.2
9	350.3	129.6	**30**	1522.4	248.6
10	151.4	39	**31**	1839.7	358.7
11	4239	1287.6	**32**	1867.9	368.9
12	420.3	137.9	**33**	123.2	26
13	261.7	78.9	**34**	226.2	39.5
14	90.4	23.7	**35**	387	53.6
15	221.3	49.7	**36**	44.1	5
16	265.3	45.9	**37**	47	3.6
17	70.1	5.4	**38**	16.1	4
18	2606.4	123.1	**39**	22.6	0.3
19	200.2	01	**40**	33	0.3
20	202.5	2.1	**41**	30509.6	0
21	201.9	2.7	**42**	32944.2	37.5

Pour tous les états numérotés représentés sur le tableau (IV.2), l'état de référence pour la centrale nucléaire est choisi comme un liquide sous-refroidi à une pression ambiante de P=1,01 bar et une température de 25°C pour l'eau-vapeur.

IV.2.1. Analyse énergétique

Les résultats énergétiques estimés par la présente étude, sont présentés succinctement dans le tableau (IV.2). L'énergie totale jusqu'à la puissance de fission utile maximale est de 3854,7 MW_{th}. Comme le montre le tableau, et la puissance nette est 1333.9 MW_e.

Tableau (IV.2) Valeurs énergétiques pour chaque composant et la puissance nette du centrale PWR.

Variable	Valeur (MW)	Variable	Valeur (MW)
P_{react}	3854,7	$Q_{LPH,1}$	6,51
Q_{SG}	3871,1	$Q_{LPH,2}$	25,04
Q_{cond}	2434,7	$Q_{LPH,3}$	54,55
W_{HPT}	474,14	$Q_{LPH,4}$	21,71
W_{LPT}	889,96	$Q_{LPH,5}$	17,72
Q_{FWT}	122,8	$Q_{HPH,1}$	28,2
Q_{MS}	448,9	$Q_{HPH,2}$	31,7
Q_{RH}	198,86	$Q_{HPH,3}$	28,4
$W_{TOT,Pompe}$	30,21	W_{nett}	1333 ,9

Le schéma d'équilibre énergétique simplifié de la centrale nucléaire PWR sont illustré respectivement aux Figure (IV.1). D'après la figure (III.1) **(**dans le chapitre trois), il est évident que l'énergie du noyau fait un cycle suivant : le générateur de vapeur, l'unité de préchauffage, l'unité de production d'électricité et un flux d'énergie à travers la condensation. Dans le cas du diagramme d'équilibre énergétique Figure (IV.1), les unités de production d'électricité, de production de vapeur, de condensation et de préchauffage devraient être des composantes clés. Les résultats montrent que la perte d'énergie était la plus importante dans la section de condensation. D'après l'analyse de la première loi, une grande quantité d'énergie (2436.5 MW) est entrée dans le condenseur dont près de 93.4 % a été rejetée dans l'environnement. Viennent ensuite les sections de génération de vapeur, constituées du cœur du réacteur et des dispositifs générateurs de vapeur. Dans cette section, la perte d'énergie s'est avérée modérée à 587.3 MW. D'autre part, la section de production d'électricité de l'unité PWR (constituée des turbines), a subi une faible perte d'énergie combinée de 11.7MW. Les sections de préchauffage composées de deux échangeurs de chaleur fermés à basse pression (LPH), d'un échangeur de chaleur fermé à haute pression (HPH) et d'une chambre de désaération (MS), se sont avérées avoir une perte d'énergie globale plus élevée de 31,2 MW.

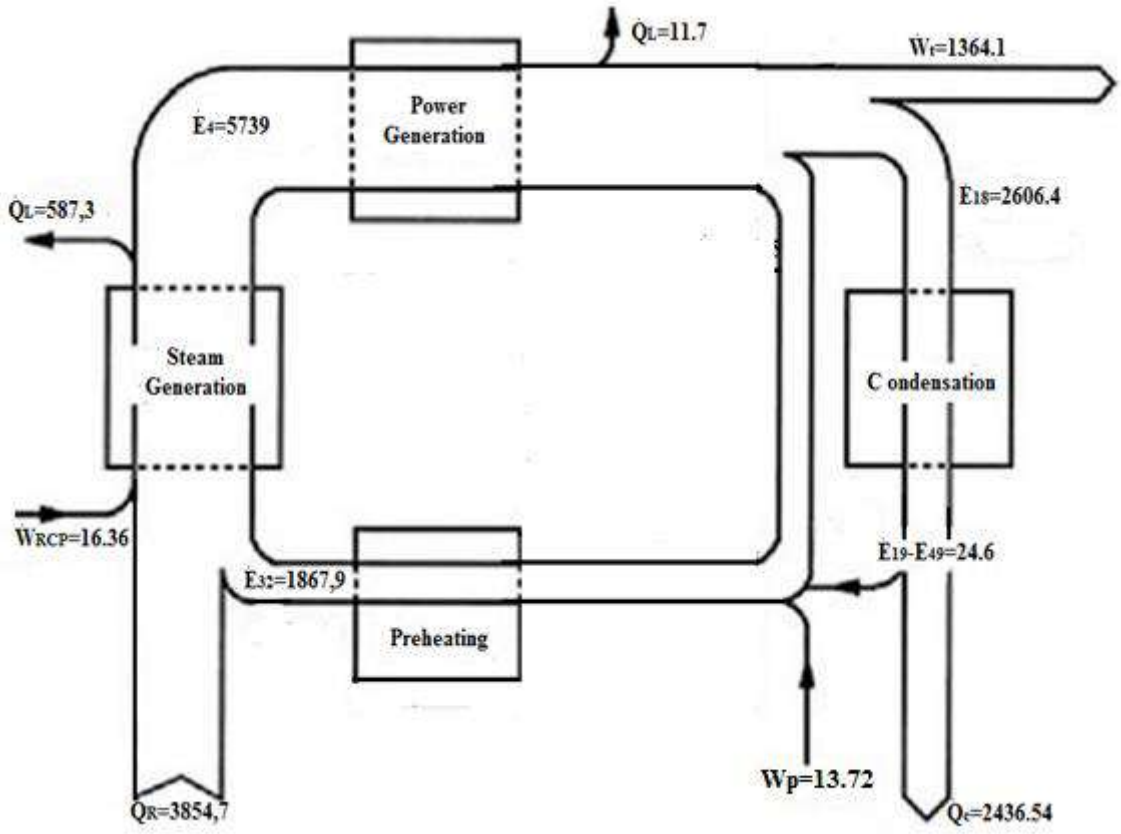


Figure (IV.1) Bilan énergétique simplifié du PWR (en unités de MWth).

IV.2.2. Analyse exergétique

Les résultats estimés par la présente étude, sont présentés succinctement dans les tableaux (IV.3) et (IV.4). Le rendement thermodynamique total de la centrale nucléaire PWR de 35,38% a été trouvé. Les rendements isentropiques des turbines basses et hautes pression, pompes : fluide de refroidissement du réacteur, eau d'alimentation et condensat principal sont estimés à 87,68 %, 86,9 %, 64,24 %, 76,68 %, 55,33 %, respectivement. Le schéma d'équilibre exergétique simplifié de la centrale nucléaire PWR illustré aux Figure (IV.2). Les résultats détaillés de cette figure sont rapportés dans le Figure (IV.3). L'efficacité de la centrale de cogénération et le taux des composants sont illustrés dans les Figure (IV.3) qui sont plus détaillés que les calculs thermodynamiques. Il a été constaté que le cœur du réacteur présentait un taux irréversible de 50,28 % dans l'installation.

Tableau (IV.3) Résultats d'analyse de la deuxième loi pour la centrale nucléaire PWR.

	Travail réversibl (MW)	Taux d'irréversibilité (MW)	Pourcentage d'irréversibilité (%)	Efficacité exergétique
Section de génération de vapeur				
Réacteur	3854.7	1938.6	50.28	49.98
Générateurs de vapeur	147.08	147.08	3.81	92.98
Pompes à eau de réacteur	-10.51	5.85	0.15	64.18
		2091.53	54.25	
Section de production d'électricité				
Turbine Hp	545.61	71.47	1.85	86.91
Turbine Lp	1014.8	124.84	3.23	87.69
Réchauffeur	20.21	20.21	0.52	77.81
Séparation de l'humidité	2.75	2.75	0.06	91.44
		219.27	5.64	
Section de condensation	92.42	92.42	2.39	30.71
Condenseur		92.42	2.39	
Section de préchauffage				
Chauffe-eau d'alimentation Lp-1	0.691	0.691	0.017	27.02
Chauffe-eau d'alimentation Lp-2	1.63	1.63	0.042	48.48
Chauffe-eau d'alimentation Lp-3	5.02	5.02	0.13	72.54
Chauffe-eau d'alimentation Lp-4	13.08	13.08	0.339	70.44
Chauffe-eau d'alimentation Lp-5	5.78	5.78	0.149	86.66
Chauffe-eau d'alimentation HP-1	9.89	9.89	0.256	78.46
Chauffe-eau d'alimentation HP-2	14.22	14.22	0.368	66.27
Chauffe-eau d'alimentation HP-3	2.71	2.71	0.07	65.54
Réservoir d'eau d'alimentation	3.15	3.15	0.082	34.48
Pompes à eau d'alimentation	-5.29	8.27	0.214	34.51
Pompes à condensats principales	-1.71	0.52	0.013	50
		64.96	1.685	
Puissance		1364.1	35.38	
Déséquilibre		22.37	0.33	
Total		3855	100	

Tableau (IV.4) Résultats d'analyse des 1er et 2ème lois thermodynamique de la centrale.

Puissances estimées à partir de l'étude actuelle	**Valeur**	**Unité**
Puissance thermique du réacteur	3854.7	MW
Puissance de turbine	1364.1	MW
Puissance de pompe à eau de réacteur	-16.36	MW
Puissance des pompes côté secondaire	-13.79	MW
Transfert de chaleur par condenseur	2436.54	MW
Puissance thermique du générateur de vapeur	3871.1	MW
Puissance nette du côté secondaire	1350.31	MW
Taux total d'irréversibilité PWR	2492.17	MW
Taux d'irréversibilité total et travail net côté travail	3840.91	MW
Pourcentages obtenus par cette étude		
Pourcentage d'irréversibilité totale	64.51	%
Pourcentage d'erreur total	0.33	%
Efficacité exergétique du PWR	35.38	%

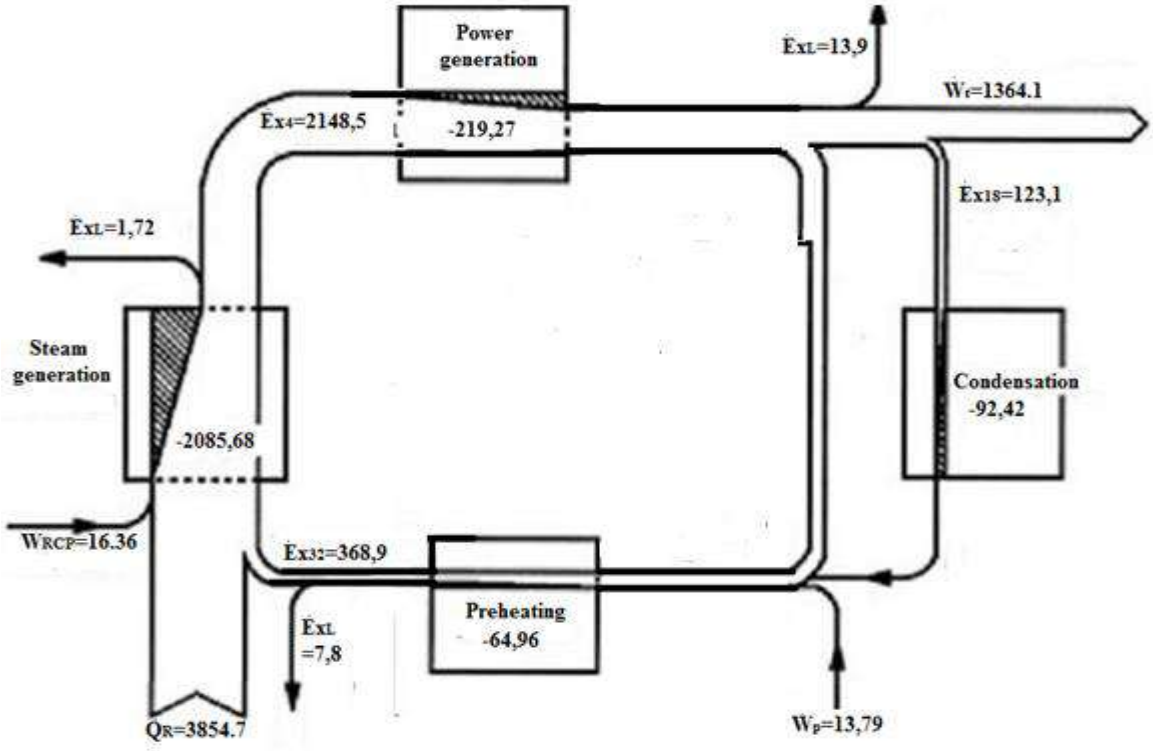


Figure (IV.2) Bilan exergétique simplifié du PWR (en unités de MWth).

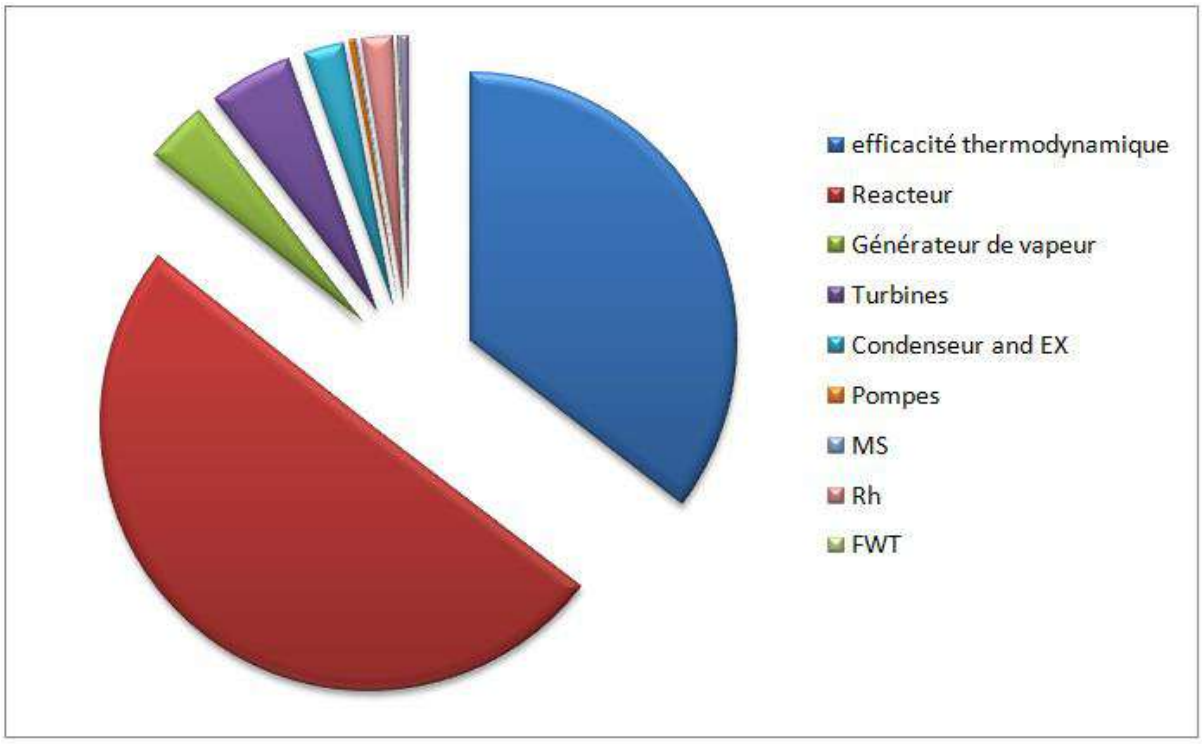


Figure (IV.3) Rendements thermodynamiques et taux d'irréversibilité en pourcentage pour la centrale nucléaire PWR.

La figure (IV.3) montre les efficacités éxergétiques ainsi que la destruction éxergétique pour tous les composants en pourcentage de la destruction éxergétique totale. La destruction exergétique majeure se produit dans le cœur du réacteur en raison du processus de fission. Le transfert entre les crayons combustibles et le fluide caloporteur, les pertes de chaleur et les pertes de charge sont également importantes de cette manière. La turbine HP a un pourcentage relativement élevé de destruction d'éxergie par rapport aux autres composants du système, ce qui peut être attribué à une éxergie élevée du carburant. Un générateur de vapeur est considéré comme la troisième source d'irréversibilités représente une source majeure d'inefficacité dans le cycle en raison du nombre élevé de composants, des pertes de transfert de chaleur, de la différence de température et de la différence de pression.

On estime un taux d'éxergie totale d’environ 64 % qui est produit à partir de l'énergie de fission est perdu dans une centrale de cogénération, environ 54 % de cette exergie est perdue dans la boucle primaire (cœur et générateurs de vapeur) de la centrale nucléaire (PWR) via les pertes de chaleur et les pertes de charge par frottement dans le circuit primaire, puis les composants du circuit secondaire (turbines, condenseurs, réchauffeurs) ont des pertes d’environ 10 %.

CONCLUSION GÉNÉRALE

CONCLUSION GENERALE

Dans cette étude on a modélisé et simulé un réacteur nucléaire à eau sous pression (PWR) pour la production d'électricité. Un modèle numérique a été développé sous MATLAB à partir d'un ensemble d'équations mathématiques linaires implicites générées par la combinaison de la loi du bilan massique, les lois de la thermodynamique (la $2^{ème}$ loi a été utilisée pour définir l'exergie dans le but de révéler les contributions des composants). L'effort de développement s'est porté principalement sur les pertes énergétiques et l'irréversibilité.

Les résultats de la modélisation de PWR peuvent être résumés comme suit :

- L'analyse énergétique a révélé que la principale source des pertes énergétiques est le condenseur, qui est suivi le cœur et générateur de vapeur. Par conséquent, il est nécessaire de porter une attention particulière à ces composants pour améliorer les performances du système.
- L'analyse exergétique a confirmé que le cœur est la principale source de perte d'exergie dans les centrales nucléaire. En effet, c'est la pire composante de l'ensemble de la centrale nucléaire en raison de l'irréversibilité de la transformation énergétique. Ce résultat signifie que le cœur est le composant dans PWR a le plus grand potentiel pour améliorer l'efficacité de l'usine dans une telle centrale nucléaire PWR en considérant de nouveaux composants de récipient sous pression (cœur).

Enfin et pour conclure, il est recommandé dans les travaux futurs de combiner d'autres secteurs industriels avec la centrale nucléaire telles que les usines de dessalement et les usines fonctionnant avec l'énergie thermique afin d'optimiser au maximum le système aussi bien du point de vue technique qu'économique.

RÉFÉRENCES

[01] M.GHAZI, Modélisation, Analyse Thermo-Economique et Optimisation du Procédé de Dessalement d'Eau de Mer par Evaporation à Effet Multiple Combiné avec les Technologies d'Energie Renouvelables. Thèse de doctorat. Génie des Procédés Industriels Laboratoire ETACS. Ecole Mohammadia d'Ingénieurs, 2020. P: 225.

[02] E. Lannick, Contribution à l'optimisation de la purification chimique et radiochimique du fluide primaire des centrales nucléaires à eau sous pression. Thèse doctorat. ÉCOLE CENTRALE DES ARTS ET MANUFACTURES « ÉCOLE CENTRALE PARIS », Spécialité : Chimie et Génie des Procédés, Laboratoired'accueil : Chimie et Génie des Procédés. 2004

[03] A. Diaby, Etude expérimentale et simulée d'une installation de thermofrigopompe pour la production de froid et le dessalement. Thèse de doctorat àSaint-Malo,Ecole doctorale Sciences Pour l'Ingénieur, IUT de Rennes 2017, P168.

[04] C. Ronneau, Énergie, pollution de l'air et développement durable. Presses universitaires de Louvain.2004.

[05] R.Mosseri, C. Jeandel, L'énergie à découvert. CNRS Éditions.(Eds.) 2013.

[06] M. Brahim, Simulation de l'établissement de l'ébullition nucléée par l'approche CFD. Thèse de doctorat en Sciences en Génie des Procédés. Université Yahia Farès de Médéa, 2016. P: 153.

[07] Rapport d'ensemble sur la technologie nucléaire 2020. Imprimé par l'AIEA en Autriche Septembre 2020 IAEA/NTR/2020. Laboratoire national d'OakRidge, Rosatom.

[08] D. Saied, Contribution à l'optimisation du couplage des réacteurs nucléaires aux procédés de dessalement. Thèse de doctorat. L'UNIVERSITE PAULCEZANNE – AIX MARSEILLE III, 2007. P: 131.

[09] https://www.oreilly.com/library/view/nuclearpower/9780128095126/xhtml/chp004.xhtml

[10] https://www.google.com/search?hl=enDZ&gbv=2&sxsrf=AOaemvLqAPeUdSYLnF4k9AvIAry9YVjq9A%3A163995.

[11] H. Jean-Pierre, La maintenance des centrales nucléaires. https://www.lavoisier.fr/livre/electricite-electronique/la-maintenance-des-centrales-nucleaires/hutin/descriptif-9782743021283.

[12] M. Vergé, D. Jaume, Modélisation structurée des systèmes avec les Bond Graphs, Editions TECHNIP 2004.

[13] J. Thoma, B. Ould Bouamama, Modélisation et simulation des processus thermiques et chimiques Application des Bond-Ggraphs en génie des procédés. Juillet 1998.

[14] J. G. O. Marques, A. L. Costa, C. Pereira, and Â. Fortini, OF Energy and Exergy Analyses of Angra 2 Nuclear Power Plant. pp. 1–18, 2019.

[15] M. Rabah, Optimisation du couplage des réacteurs et des systèmes de dessalement. Université Médea. 2021.

[16] A. Durmayaz, H.Yavuz. Exergy analysis of a pressurized-water reactor. Applied energy. 2001. https://doi.org/10.1016/S0306-2619(00)00071-4.