

Université de Bouira
Akli Mohand Oulhadj



جامعة البويرة
أكلي محمد أولحاج

RÉPUBLIQUE ALGÉRIENNE DÉMOCRATIQUE ET POPULAIRE

MINISTÈRE DE L'ENSEIGNEMENT SUPÉRIEUR ET DE LA RECHERCHE
SCIENTIFIQUE

UNIVERSITÉ AKLI MOHAND OULHADJ DE BOUIRA

Faculté des Sciences et des Sciences Appliquées

Département de Génie Electrique

Projet de fin d'études

Présenté en vue de l'obtention du diplôme de Master

Spécialité : Electronique des Systèmes Embarqués

Thème :

Estimation de la dérive par vieillissement des paramètres
nominiaux d'une centrale nucléaire par le mode de glissement
d'ordre supérieur

Réalisé par :

- CHIBANE Hani
- SLIMANI Slimane

Encadré par :

- ❖ MOUDACHE Saïd
- ❖ MESSAI Adnane

Année universitaire : 2017 / 2018

Remerciements

Nous remercions tout premièrement le dieu tout puissant de nous avoir donné la santé et la volonté d'entamer et de terminer ce mémoire.

Nous tenons à exprimer notre chaleureux remerciement à nos parents qui représentent notre source d'inspiration et du courage.

Merci mère, Merci père

Nos profonds remerciements vont également à Mr MESSAÏ. A et Mr MOUDACHE. S et ainsi que tout le staff de CRNB.

Nos sincères remerciements s'adressent aux messieurs les membres du jury pour l'honneur qu'ils nous font en participant au jugement de ce travail.

Nos remerciements s'adressent également à tous nos professeurs pour leurs générosités et la grande patience dont ils ont su faire preuve malgré leurs charges académiques et professionnelles.

Nos remerciements s'adressent ensuite à toutes les personnes qui nous ont aidés et soutenu de près ou de loin.

Dédicace

Je dédie ce modeste travail ...

*À la mémoire de STEPHEN HAWKING décédé
récemment, qui a contribué aux rayonnements scientifiques
et aux avancées technologiques de notre époque.*

*Et aussi à tous les intellectuels qui ont été victime de
toutes formes d'ignorances.*

*Je le dédie également, à mes parents, ma source du courage
et de la volonté,*

*Et bien sûr pour mes deux précieuses personnes que j'aime
beaucoup SARA et NASSIM*

Hani

Dédicace

Je dédie ce modeste travail à

Mes parents

Toute ma famille

Tous mes amis(es) et tous ceux que j'aime

Slimane

Table des matières

Liste des figures

Liste des tableaux

Liste d'abréviation

Introduction générale.....1

Chapitre 1 : Généralités sur les réacteurs nucléaires

I.1. Introduction.....	3
I.2. Définition d'un réacteur nucléaire	3
I.3. Principe de fonctionnement général d'un réacteur nucléaire de puissance	3
I.4. Les différents types des réacteurs nucléaires	3
I.4.1. Principes et types actuels des réacteurs nucléaires de puissance	3
I.4.2.1. Réacteur à eau pressurisée (REP)	4
I.4.2.2. Réacteur à eau bouillante (REB)	4
I.4.2.3. Réacteur à gaz avancé (RGA).....	5
I.4.2.4. Réacteur à eau lourde pressurisée (RELP)	6
I.4.2.5. Réacteur de type RBMK.....	7
I.4.2.6. Réacteur à neutrons rapides (RNR)	7
I.5. Les composants d'un réacteur nucléaire	7
I.5.1. Le combustible	8
I.5.2. Les barres de commandes (piégeuse de neutrons)	8
I.5.3. Le modérateur (ralentisseur de neutrons)	8
I.5.4. Le caloporteur (transporteur de chaleur)	8
I.5.5. Le générateur de vapeur (échangeur de chaleur)	8
I.5.6. L'enceinte de confinement	9
I.6. La fission nucléaire	9
I.6.1. La réaction en chaîne.....	10
I.6.2. Le contrôle de la réaction en chaîne.....	10
I.7. Fonctionnement et modélisation d'un REB	11
I.7.1. Principe de fonctionnement.....	11
I.7.3. Dynamique non linéaire des REB	13
I.8. Contrôle de la puissance	14
I.8.1. Barres de contrôle.....	14
I.8.2. Poisons neutroniques.....	14
I.8.3. Effet Doppler.....	14

I.8.4. Coefficient de vide	14
I.8.5. L'effet Xénon	15
I.8.6. Puissance résiduelle.....	15
1.9 Conclusion partielle :	15

Chapitre 2 : Utilisation des estimateurs pour la quantification de la dérive des paramètres de modélisation d'un process donné : Application à un réacteur nucléaire de type BWR

II.1. Introduction	16
II.2. Principe de l'estimation d'état.....	16
II.3. Technique d'estimation d'état par le mode glissant	17
II.3.1. Observateur par mode glissant.....	18
II.3.1.1. But d'un observateur à mode glissant	18
II.3.1.2. Principe de fonctionnement d'un observateur à mode glissant.....	18
II.3.1.3. Conception d'un observateur en mode glissant.....	19
II.3.1.4. Contexte théorique d'un observateur en mode glissant.....	19
II.4. Implémentation de l'estimateur « Super Twisting Estimator (STE) »	23
II.4.1. Observateur en mode de glissement d'ordre supérieure	23
II.4.2. Algorithme super twisting.....	24
II.5. Conclusion partielle	24

Chapitre 3 : Simulation d'un réacteur de type BWR

III.1. Introduction	25
III.2. Implémentation et simulation du modèle adopté du REB.....	26
III.3. Simulation	27
III.3.1. Présentation de Matlab	27
III.3.2. La représentation avec Simulink/Matlab	27
III.4. Résultats de simulation.....	31
III.4.1. Interprétation des résultats	32
III.5. Conclusion partielle.....	33

Chapitre 4 : Estimation de la dérive des paramètres par STE

IV.1. Introduction	34
IV.2. Simulation	34
IV.3. Résultats de simulation	36
IV.4. Conclusion	45
Conclusion Général.....	46

Références bibliographiques

Liste des figures

Figure I.1 : Schéma de principe de fonctionnement d'un REP.....	4
Figure I.2 : Schéma de principe de fonctionnement d'un REB.....	5
Figure I.3 : Schéma de principe de fonctionnement d'un RGA.....	6
Figure I.4 : Schéma de principe de fonctionnement d'un CANDU.....	6
Figure I.5 : Fonctionnement d'une centrale nucléaire de type REP.....	9
Figure I.6 : Une réaction en chaîne.....	10
Figure II.1 : Schéma fonctionnel d'un observateur d'état.....	16
Figure II.2 : Principe d'estimation d'un observateur d'état.....	17
Figure II.3 : la surface de glissement.....	20
Figure II.4 : Trajectoire de phase d'algorithme super twisting.....	23
Figure III.1 : l'ensemble des phénomènes de la réaction nucléaire.....	25
Figure III.2 : Schéma de BWR.....	28
Figure III.3 : à l'intérieur de modèle de REB.....	28
Figure III.4.1 : Neutronique power.....	29
Figure III.4.2 :Ci_Equation.....	29
Figure III.4.3 : Fuel.....	30
Figure III.4.4 :Void_Reactivity.....	30
Figure III.4.5 : Doppler Effect.....	31
Figure III.5 : représentation de : $n(t)$, $c(t)$, $t(t)$ et Rho_Alpha	32
Figure IV.1 : l'implémentation de l'estimateur STE.....	34
Figure IV.2 : L'estimateur STE.....	35
Figure IV.3.1 : $I_Lambda1 = 1$, $I_Lambda2 = 0.5$, 0 % de décalage.....	36
Figure IV.3.2 : $I_Lambda1 = 1$, $I_Lambda2 = 0.5$, Avec un décalage de 0.5 %.....	37
Figure IV.3.3 : $I_Lambda1 = 1$, $I_Lambda2 = 0.5$, Avec un décalage de 1 %.....	37
Figure IV.3.4 : $I_Lambda1 = 1$, $I_Lambda2 = 0.5$, Avec un décalage de -0.5 %.....	38
Figure IV.4 : $I_Lambda1 = 0.7$, $I_Lambda2 = 0.8$, Avec un décalage de 0.5 %.....	38

Figure IV.4.1 : $I_{\text{Lambda1}} = 0.7, I_{\text{Lambda2}} = 0.8$, Avec un décalage de 1 %.....	39
Figure IV.4.2 : $I_{\text{Lambda1}} = 0.7, I_{\text{Lambda2}} = 0.8$, Avec un décalage de -0.5 %.....	39
Figure IV.5 : $I_{\text{Lambda1}} = 1.5, I_{\text{Lambda2}} = 1.3$, Avec un décalage de 0.5 %.....	40
Figure IV.5.1 : $I_{\text{Lambda1}} = 15, I_{\text{Lambda2}} = 1.3$, Avec un décalage de 1 %.....	40
Figure IV.5.2 : $I_{\text{Lambda1}} = 1.5, I_{\text{Lambda2}} = 1.3$, Avec un décalage de - 0.5 %.....	41
Figure IV.6.1 : $I_{\text{Lambda1}} = 0.7, I_{\text{Lambda2}} = 1.3$, sans aucun décalage.....	42
Figure IV.6.2 : $I_{\text{Lambda1}} = 0.7, I_{\text{Lambda2}} = 1.3$, avec un décalage de 0.5%.....	42
Figure IV.6.3 : $I_{\text{Lambda1}} = 0.7, I_{\text{Lambda2}} = 1.3$, avec un décalage de - 0.5%.....	43
Figure IV.6.4 : $I_{\text{Lambda1}} = 0.7, I_{\text{Lambda2}} = 1.3$, avec un décalage de 1%.....	43
Figure IV.6.5 : $I_{\text{Lambda1}} = 0.7, I_{\text{Lambda2}} = 1.3$, avec un décalage de - 1%.....	44

Liste des tableaux

Tableau III.1 : Les paramètres de modèle.....	26
Tableau III.2 : les valeurs d'initialisations.....	27
Tableau IV.1 : référence de réacteur.....	35

Liste d'abréviation

REB : Réacteur à eau bouillante.

BWR : Boiling reactor water.

REP : Réacteur à eau pressurisée.

RGA : Réacteur à gaz avancé.

SCRAM : Safety Control Rod Accelerating Mechanism.

RELAP : Réacteur à eau lourde pressurisée.

CANDU : CANadian Deuterium natural Uranium reactor.

RBMK : Reaktor Bolshoy Moshchnosti Kanalnyi.

RNR : Réacteur à neutrons rapides.

STE : Super Twisting Estimator.

Introduction générale

Un réacteur nucléaire à eau bouillante ou REB (en anglais BWR pour boiling water reactor) est un type de réacteur nucléaire de puissance utilisé dans plusieurs centrales nucléaires électrogènes à travers le monde. Il s'agit d'un réacteur à neutrons thermiques dans lequel le modérateur est l'eau ordinaire. Le pilotage ou le contrôle d'un tel type de réacteur est une technique difficile mais maîtrisée. Il s'agit d'entretenir la réaction en chaîne pendant de longues durées qui peuvent atteindre une année, en évitant à la fois qu'elle ne devienne explosive ou qu'elle s'étouffe. En effet pour ce type de réacteurs, on dispose en théorie par fission d'un peu plus d'un neutron pour entretenir la réaction en chaîne, c'est-à-dire d'une petite marge de manœuvre. Il s'agit donc d'ajuster la criticité (c'est-à-dire le nombre de ces neutrons produisant effectivement une fission secondaire) pour qu'elle soit exactement égale à la valeur 1. Si la criticité s'écarte de 1, le réacteur doit réagir de façon à y revenir [1] [2] [3] [4] [7].

L'une des techniques les plus utilisées pour le contrôle de puissance des réacteurs REB de nos jours est la commande adaptative. Cette commande peut être définie comme une méthode de contrôle robuste, dans laquelle des estimateurs sont utilisés pour approximer la dynamique actuelle du système ou certains de ses paramètres et d'adapter par conséquent en ligne le contrôle et ce afin de garantir la stabilité du système en boucle fermée [10] [11] [14].

En vue de l'implémentation de cette commande, le présent travail prend en charge une partie du travail globale à réaliser. Il s'agira de l'étude et l'implémentation d'un estimateur de dérives temporelle entre un modèle supposé purement théorique et un modèle réel du réacteur en fonctionnement. Pour la mise au point de cette tâche on utilisera la technique des estimateurs par mode de glissement d'ordre supérieur. Une fois, cet écart ou cette dérive entre les deux modèles est calculée, elle sera par la suite, dans un travail futur, injectée au contrôleur de puissance pour l'implémentation de la commande adaptative proprement dite.

Et pour structurer ce travail, le choix est porté sur la répartition de ce travail en quatre chapitres. Le premier chapitre tente de définir d'une manière générale les réacteurs nucléaires, leurs différentes filières, et mettre l'accent sur la modélisation d'un réacteur à eau bouillante (REB) en vue de son contrôle. Le deuxième chapitre essaie de se focaliser sur les estimateurs et leur utilisation pour la quantification des dérives des paramètres suite au vieillissement ou une mauvaise manipulation. Quant aux deux derniers chapitres, ils sont consacrés pour la simulation, lors du quatrième chapitre, on essaiera de détailler la simulation d'un réacteur de type REB à base de modèle mathématique du REB avec le logiciel de (Simulink / Matlab). Et

Introduction générale

concernant le dernier chapitre, il est réservé pour faire l'estimation de la dérive temporelle des paramètres du réacteur REB par la technique STE, dans un premier temps, nous allons procéder à des tests de simulation en appliquant un changement des paramètres de REB, ensuite, nous allons voir comment le STE arrive à la fois, à réduire le phénomène de « chattering » et à estimer la valeur de la dérive introduite au model réel.

Le manuscrit sera clôturé, par une conclusion générale, là où on dressera un bilan globale des travaux réalisée, des connaissances acquises lors de l'exécution de ce travail et des extensions futures possibles.

Généralités sur les réacteurs **nucléaires**

I.1. Introduction

L'énergie nucléaire constitue à l'échelle planétaire, la principale source non hydraulique d'énergie propre à faible intensité carbonique. Elle assure actuellement 11,5% de la production mondiale d'électricité. Les 446 réacteurs nucléaires actuellement en exploitation dans le monde ont une capacité utile de production d'environ 391 Gwé (Giga-Watt-Electrique) [8].

I.2. Définition d'un réacteur nucléaire

Un réacteur nucléaire est une machine thermique qui transforme l'énergie cinétique des produits de fission en énergie thermique locale, évacuée par le caloporteur, de nouveau transformée (*énergie cinétique des produits de fission*) au bout d'une ou deux boucles d'échange thermique en énergie cinétique de rotation d'une turbine à vapeur, et enfin en énergie électrique dans l'alternateur couplé à l'arbre de la turbine [1].

I.3. Principe de fonctionnement général d'un réacteur nucléaire de puissance

Les réacteurs nucléaires utilisés dans le monde pour produire de l'électricité sont des réacteurs à neutrons *lents* ou *thermiques*. Cela signifie que la réaction en chaîne est initiée et entretenue par des neutrons thermiques. On récupère donc l'énergie libérée dans la fission de l'uranium 235. Comme l'uranium naturel ne contient que 0.7% d'uranium 235, seule une très faible part de l'uranium naturel sert à produire de l'énergie [6].

Les neutrons produits au cours de la fission sont rapides. Il faut donc les ralentir. On utilise à cette fin un modérateur. Lorsque les neutrons entrent en collision avec les noyaux du modérateur, ils perdent de l'énergie cinétique lors des collisions élastiques successives avant de se thermaliser. Les neutrons thermiques ont une grande section efficace de capture par l'uranium 235 (^{235}U) et le noyau composé fissionne, libérant de l'énergie et des neutrons (en moyenne 2,4 par fission) [6].

Le but d'une centrale nucléaire est de produire de l'électricité. Sa structure est dans le principe très semblable à celle d'une centrale thermique classique. La fission produit de la chaleur qui est utilisée pour chauffer de l'eau et fabriquer de la vapeur. Cette dernière est utilisée dans une turbine pour produire de l'énergie mécanique qui est transformée en électricité avec un alternateur [6].

I.4. Les différents types des réacteurs nucléaires

I.4.1. Principes et types actuels des réacteurs nucléaires de puissance

Les principes pour utiliser l'énergie nucléaire pour la production d'électricité sont les mêmes pour la plupart des réacteurs de puissance. L'énergie qui provient de la fission des atomes de combustibles est utilisée sous forme de chaleur présente dans l'eau ou dans le gaz et par la suite convertie en vapeur. Cette vapeur sert pour l'entraînement de turbines qui via un alternateur produisent de l'électricité. Les différents réacteurs de puissance se reposent cependant sur un certain nombre d'éléments communs [4], qui sont dans la plupart du temps : les composants d'un réacteur.

I.4.2.1. Réacteur à eau pressurisée (REP)

Les réacteurs à eau pressurisée (REP) sont le type de réacteur le plus répandu dans le monde. Au total il y'a 230 réacteurs en service pour la production d'électricité et encore environ une centaine pour la propulsion des navires. Le projet vient d'un réacteur de puissance pour un sous-marin. Les REP utilisent de l'eau normale comme modérateur et caloporteur. L'aspect spécifique de ce genre de réacteur est qu'un circuit de refroidissement primaire traverse le cœur du réacteur sous très haute pression et que dans le circuit secondaire de la vapeur est générée pour alimenter la turbine (Voir figure I.1) [4] [24] [25].

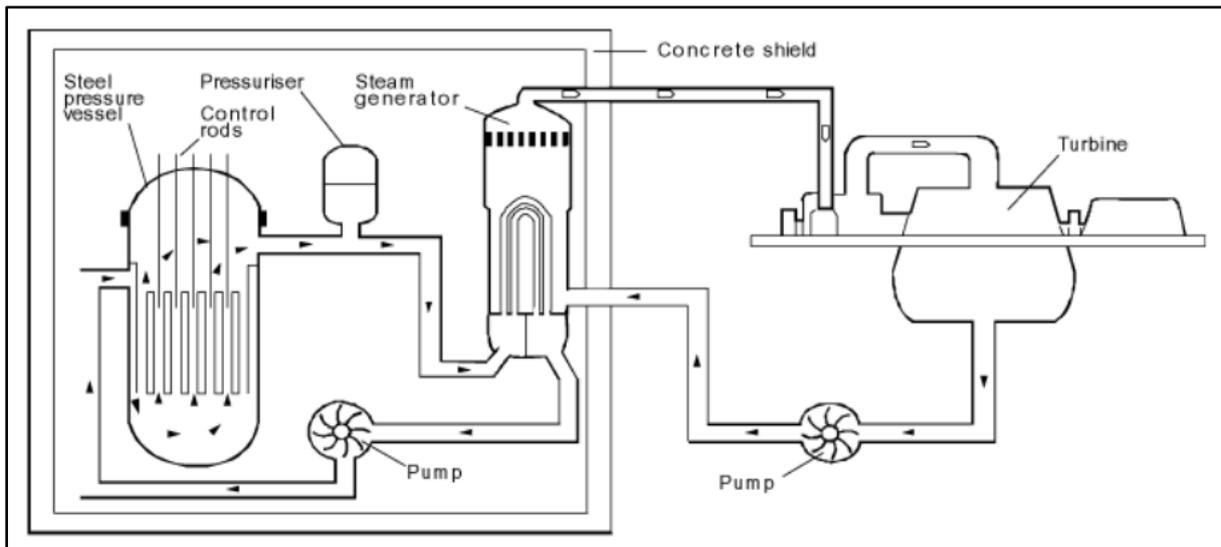


Figure I.1 : Schéma de principe de fonctionnement d'un REP [4]

I.4.2.2. Réacteur à eau bouillante (REB)

Les réacteurs à eau bouillante (REB) ou (en anglais BWR, abréviation de Boiling Water Reactor) ont beaucoup de points communs avec le type REP, à part le fait qu'il n'y a qu'un circuit de refroidissement avec de l'eau sous basse pression (75 bar) ainsi que l'eau bout dans un tel réacteur à 285 °C. Le réacteur est conçu pour travailler avec 12 à 15 % de l'eau sous forme de vapeur dans la partie supérieure du cœur. La puissance de modulation est là donc moins efficace [4] [24].

La vapeur est séparée de l'eau par un séparateur et un sécheur de vapeur, puis amenée directement à la turbine qui fait partie intégralement du circuit de refroidissement primaire (voir figure I.2). Vu que l'eau circulant à travers le cœur du réacteur contient des traces de radionucléides, la turbine doit donc être protégée et munie de protection radiologique pendant l'entretien. Les coûts y associés sont environ en équilibre avec les économies réalisées par le design plus simple. La plupart des radionucléides présents dans l'eau ont une courte demi-vie, si bien que le hall turbine peut être rapidement accessible après l'arrêt du réacteur. Le nucléide le plus présent est le : (^{16}N) avec une demi-vie de 7 secondes [4].

Un assemblage de combustible d'un REB est constitué de 90 à 100 crayons de combustibles. Au total il y a 750 assemblages dans le réacteur, ce qui représente une masse de 140 tonnes d'uranium [4].

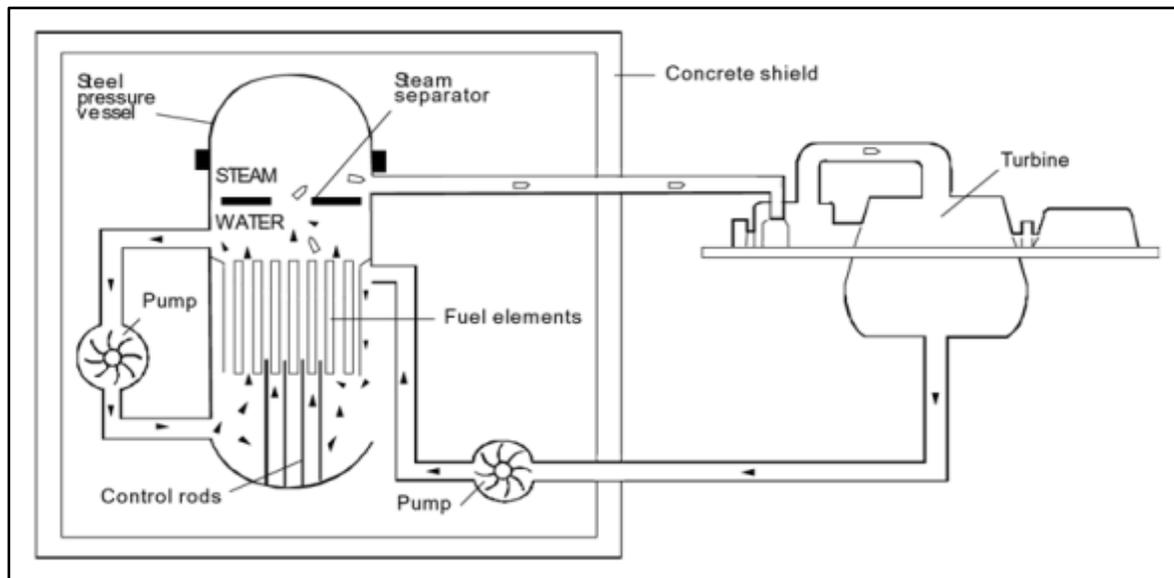


Figure I.2 : Schéma de principe de fonctionnement d'un REB [4]

I.4.2.3. Réacteur à gaz avancé (RGA)

Les réacteurs à gaz avancés (RGA) sont développés sur la base des réacteurs précédents MAGNOX dont certains sont encore en fonctionnement maintenant au Royaume Uni. Le réacteur MAGNOX est un réacteur modéré au graphite et refroidi par du CO_2 qui utilise comme combustible de l'uranium naturel métallique dans un gainage d'alliage de magnésium [4] [24].

Pour atteindre un plus haut rendement énergétique avec des réacteurs refroidis à gaz, il est nécessaire d'avoir une plus haute température dans le combustible. Vu que le MAGNOX à l'uranium métallique a peu de résistance à la dilatation, les générations suivantes de réacteurs refroidis à gaz, les RGA's, ont évolué vers des pastilles UO_2 comme combustible. Etant donné que ces pastilles ont été encapsulées dans un gainage en inox, le combustible doit être légèrement enrichi jusqu'à 2.5-3.5% [4].

Le caloporteur CO_2 qui circule à travers le cœur atteint une température de $650^\circ C$, va vers les tuyaux du générateur de vapeur en dehors du cœur (mais encore dans le béton et l'acier de la cuve (voir figure I.3).

Les barres de contrôle pénètrent dans le modérateur et un deuxième système de SCRAM (Safety Control Rod Accelerating Mechanism ; Arrêt d'urgence du réacteur) consiste en l'injection d'azote dans le caloporteur [4].

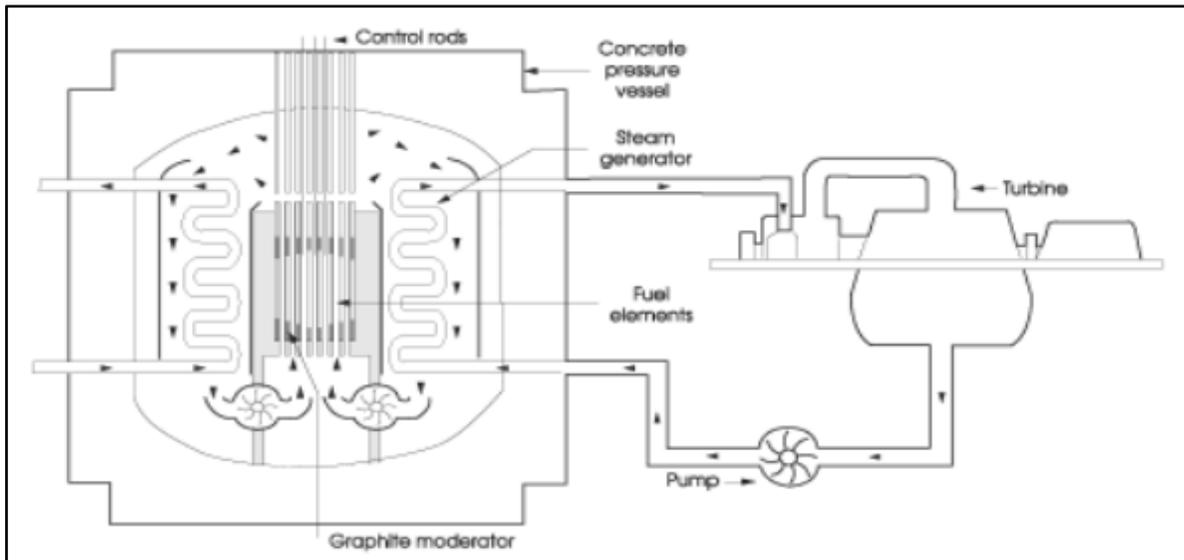


Figure I.3 : Schéma de principe de fonctionnement d'un RGA [4]

I.4.2.4. Réacteur à eau lourde pressurisée (REL P)

Le type de réacteur à eau lourde pressurisée (REL P) est le plus représenté sous la forme canadienne : les CANDU (CANAdian Deuterium natural Uranium reactor). Le CANDU utilise du dioxyde d'uranium naturel comme combustible et est donc obligé d'utiliser un modérateur plus efficace, dans ce cas de l'eau lourde (D_2O). Le modérateur est constitué d'un grand réservoir appelé « calandria », qui est parcouru par des centaines de tubes pressurisés horizontaux qui forment des canaux pour le combustible dans lesquels circule de l'eau lourde. Cette eau circule sous haute pression dans la boucle primaire de refroidissement à une température qui peut aller jusqu'à $290^{\circ}C$. Comme dans un REP, le caloporteur primaire sert pour la création de vapeur dans le circuit secondaire pour les turbines (voir figure I.4) [4] [24].

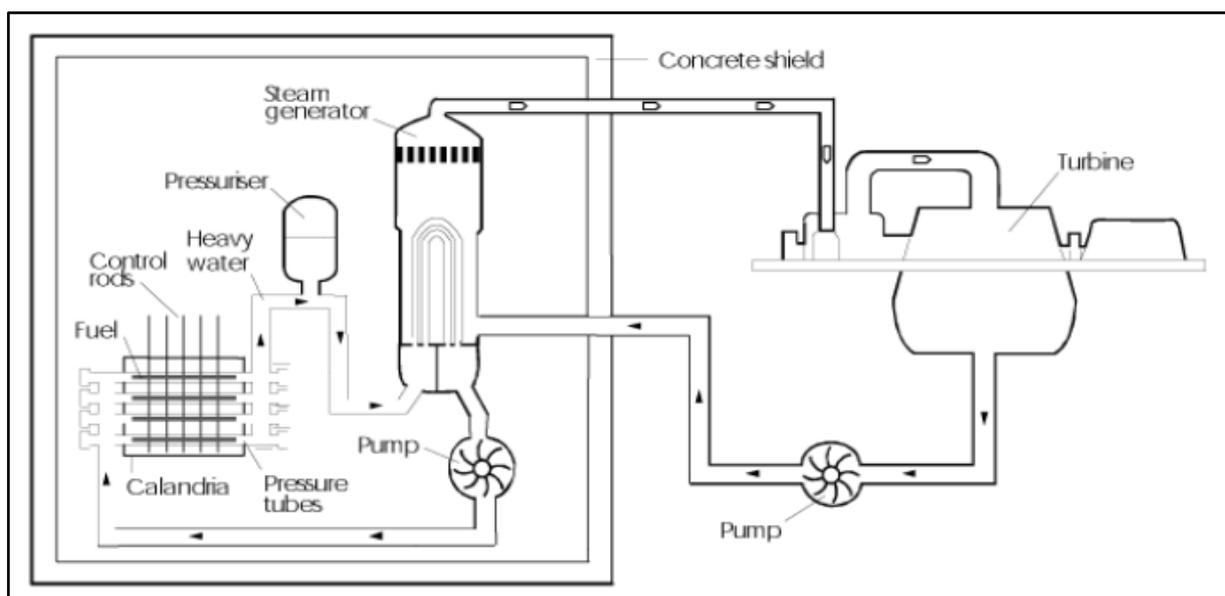


Figure I.4 : Schéma de principe de fonctionnement d'un CANDU [4]

La conception des tuyaux pressurisés permet au réacteur d'être rechargé progressivement sans arrêter celui-ci en isolant individuellement les tuyaux pressurisés du circuit de refroidissement [4].

I.4.2.5. Réacteur de type RBMK

Le réacteur RBMK (*Reaktor Bolshoy Moshchnosti Kanalnyi*) est de conception russe et originellement développé pour la production de plutonium pour le programme militaire et plus tard adapté pour la production d'électricité. Il consiste en des tubes pressurisés verticaux de 7 mètres de long qui traversent le graphite. Le réacteur est refroidi par de l'eau bouillante d'une température de 209°C, comme dans les REB. Le combustible est de dioxyde d'uranium légèrement enrichi placé dans un assemblage de 3.5m de long [4] [24].

L'inconvénient de ce type de réacteur est que la modération est attribuable en grande partie au graphite. Par de fortes ébullitions le refroidissement va fortement diminuer sans interrompre la réaction en chaîne. De plus l'absorption neutronique va fortement chuter, ce qui peut entraîner un coefficient de contre réaction positif [4].

I.4.2.6. Réacteur à neutrons rapides (RNR)

Les réacteurs RNR (*Réacteur à Neutrons Rapides*) ont été en premiers lieux développés pour la production de matériel fissile à partir de matière fertile. Ceci est possible seulement si suffisamment de neutrons sont libérés à la fission. Vu qu'un neutron est toujours nécessaire pour entretenir la réaction en chaîne et dans le souhait d'utiliser, par l'absorption, un noyau fertile à transformer en noyau fissile, on désire avoir à disposition au moins 2 neutrons par fission [4] [24].

Pour la production de noyaux fissiles à partir de noyaux fertiles un réacteur rapide est exigé. Un tel réacteur rapide provient en ne ralentissant pas les neutrons et ensuite en n'installant pas de modérateur. Vu que l'uranium et le plutonium sont généralement sous la forme d'oxydes ou de carbures (*dans le but d'avoir une stabilité sous un flux de neutrons*) il y'a toujours une légère modération et qu'il est clair que le caloporteur ne peut pas jouer un rôle de modérateur comme l'eau. Le sodium liquide a été choisi comme caloporteur [4].

La chaleur produite qui via le deuxième circuit de refroidissement sodium, avec l'aide d'un échangeur transforme l'eau en vapeur, alimente la turbine qui s'occupe de la production d'électricité. Vu les problèmes technologiques qui ont été rencontrés lors de l'exploitation des réacteurs rapides avec refroidissement au sodium, ce type de réacteur n'a pas réussi à remplacer les REP et les REB comme réacteur commercial.

Le contrôle de ces réacteurs se fait par le biais des barres de contrôle contenant de tablettes de carbure de bore ou éventuellement par le moyen d'un élément de combustible avec un prolongateur de vide [4].

I.5. Les composants d'un réacteur nucléaire

Leur objectif est de produire de l'électricité, en récupérant et véhiculant la chaleur produite par les réactions de fissions jusqu'à une turbine et un alternateur. Les principaux composants spécifiques d'un réacteur se situent dans l'îlot nucléaire. Sièges des réactions de

fission nucléaire. Il englobe la chaudière nucléaire et les installations relatives au combustible, ainsi que les équipements nécessaires au fonctionnement et à la sécurité de cet ensemble.

L'autre partie de la centrale nucléaire, l'îlot conventionnel, se compose entre autres de la turbine, de l'alternateur et du condenseur [2].

Comme on vient de le voir plus haut, on sait maintenant qu'il existe de nombreuses filières de réacteurs nucléaires. Toutefois, ces réacteurs ont tous en commun plusieurs composants tels que le combustible, les barres de commande, le modérateur et le caloporteur [2].

I.5.1. Le combustible : Le combustible d'une centrale nucléaire contient des atomes fissiles dont on va extraire de l'énergie par fission. Celui le plus souvent utilisé est l'uranium 235 (^{235}U). Comprimé en pastille, le combustible est inséré dans des gains étanches appelées « crayons combustible ». Ces derniers sont ensuite réunis en faisceaux dans des assemblages de combustible placé dans le cœur du réacteur [2].

I.5.2. Les barres de commandes (piégeuse de neutrons) : Dans un réacteur, le contrôle permanent de la réaction en chaîne est assuré grâce à des barres de commande, également appelées barre de contrôle, faites dans un matériau capable d'absorber les neutrons. Ces barres sont mobiles dans le cœur du réacteur : elles peuvent être descendues pour réduire le taux de fission, remontées pour le maintenir ou l'augmenter. En cas d'incident, la chute de ces barres au sein du combustible stoppe presque instantanément la réaction en chaîne [2].

I.5.3. Le modérateur (ralentisseur de neutrons) : La plupart des réacteurs comportent ce que l'on appelle un modérateur. Son rôle est de ralentir les neutrons libérés lors de la fission nucléaire, trop énergétique pour provoquer efficacement une nouvelle fission.

Les neutrons sont freinés lorsqu'ils traversent une matière composée d'atomes à noyaux légers qui ne les absorbe pas, comme de l'eau ou du graphite par exemple. Au final, cela permet de les ralentir, les faisant passer d'une vitesse initiale de l'ordre de 20000 km/s à une vitesse d'environ 2 km/s. Le modérateur ralentit des neutrons afin qu'ils rencontrent les atomes et provoquent une fission [2].

I.5.4. Le caloporteur (transporteur de chaleur) : L'énergie libérée sous forme de chaleur lors de la fission des noyaux d'uranium 235 (^{235}U) doit être transportée hors du cœur du réacteur, vers les systèmes qui transformeront cette chaleur en électricité : turbine et alternateur. Ce rôle est assuré par le caloporteur, le fluide d'extraction de la chaleur produite par le combustible nucléaire. Celle-ci peut être de l'eau, un métal liquide (sodium ou plomb) ou un gaz (gaz carbonique ou hélium). Le caloporteur permet par ailleurs de maintenir la température du combustible à sa valeur nominale, compatible par exemple avec la tenue des matériaux [2].

I.5.5. Le générateur de vapeur (échangeur de chaleur) : Un échangeur de chaleur permet de transférer de la puissance thermique d'un circuit à un autre. Par exemple, dans le cas des réacteurs à eau sous pression (les REP), le caloporteur primaire est l'eau qui sort du cœur du réacteur à une température élevée, environ 330°C, et est maintenue à une pression élevée, environ 150 bars, pour éviter qu'elle ne se transforme en vapeur. Cette eau passe ensuite dans un générateur de vapeur qui permet le transfert de puissance thermique entre les circuits

primaire et secondaire. L'ensemble est dimensionné pour porter l'eau du circuit secondaire à ébullition et ainsi produire de la vapeur. En se détendant, celle-ci entraîne la rotation d'une turbine, couplée à un alternateur qui va produire de l'électricité. Ce circuit est également nommé circuit de conversion d'énergie, l'énergie thermique a été convertie en énergie mécanique puis électrique. A noter qu'un troisième circuit est destiné au refroidissement et à la condensation de la vapeur [2].

I.5.6. L'enceinte de confinement : il s'agit d'une enceinte en acier et/ou en béton armé, contenant la cuve du réacteur, le circuit primaire, les générateurs de vapeur, ainsi que les principaux éléments importants pour la sûreté du réacteur. Etanche, elle a pour rôle d'éviter les fuites d'éléments radioactifs dans l'environnement, notamment en cas d'accident majeur comme la fusion du cœur (forte hausse de la température entraînant la fonte du combustible) [2].

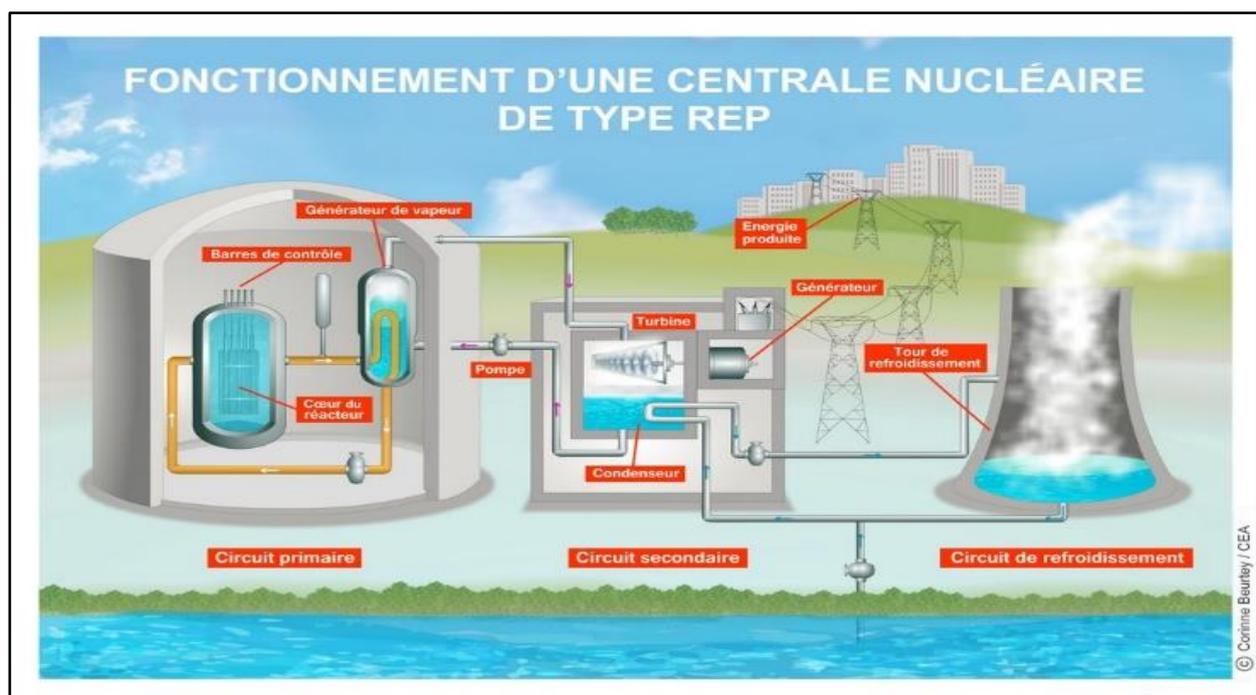


Figure I.5 : Fonctionnement d'une centrale nucléaire de type REP [2]

I.6. La fission nucléaire

La fission d'un atome dégage de l'énergie qui se transforme en chaleur. Dans un réacteur nucléaire électrogène, on récupère cette chaleur pour produire de l'électricité. En effet, le neutron, particule sans charge électrique, a la faculté de pouvoir s'approcher suffisamment près du noyau, chargé positivement sans être repoussé par des forces électriques. Il peut alors pénétrer à l'intérieur et le briser en deux morceaux, appelés produits de fission, la plupart du temps radioactifs. Le seul noyau fissile naturel est l'uranium 235 [2] [25].

La réaction de fission d'un noyau s'accompagne d'un grand dégagement d'énergie. L'énergie emportée par les neutrons représente une faible partie de l'énergie totale libérée. L'essentiel de celle-ci est emporté par les produits de fission sous forme d'énergie cinétique. Ejecté avec une

vitesse de l'ordre de 8000 km/s, ils se frayent un chemin parmi les autres atomes en les bousculant. Lors de ces chocs ils perdent rapidement de la vitesse (et donc de l'énergie) en échauffant la matière environnante, puis ils s'arrêtent dans la masse d'uranium. Leur énergie de départ se trouve finalement transformée en chaleur : localement, la température de l'uranium augmente. Dans un réacteur électrogène, on récupère cette chaleur pour produire de l'électricité [2].

I.6.1. La réaction en chaîne

Chaque fission produit en moyenne deux à trois neutrons d'énergie élevée qui se déplacent à très grande vitesse (20000 km/s) parmi les atomes d'uranium. Ces projectiles de petite dimension, neutres électriquement et de masse faible par rapport aux produits de fission, se propagent relativement loin avant d'interagir avec un autre noyau d'atome. Ils provoquent à leur tour de nouvelles fissions, libérant de nouveaux neutrons et ainsi de suite : il s'agit de la réaction en chaîne (*figure I.6*).

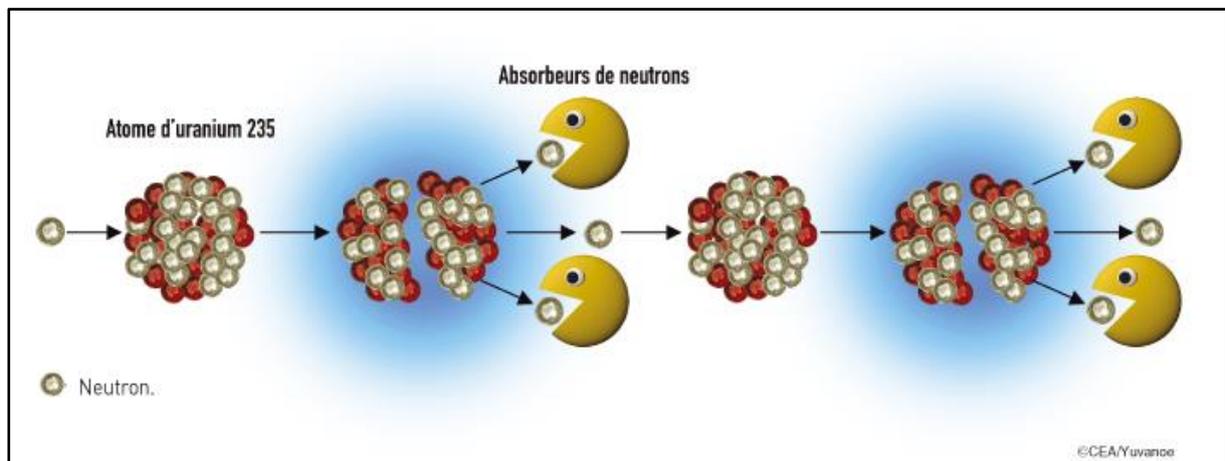


Figure I.6 : Une réaction en chaîne [2]

Dans un réacteur nucléaire, ce phénomène est maîtrisé. Une grande partie des neutrons est capturée pour maintenir un rythme de fissions constant. Seul un neutron, issu de chaque fission, provoque une nouvelle fission pour libérer régulièrement de l'énergie. La quantité de chaleur libérée chaque seconde dans la masse d'uranium est ainsi contrôlée [2].

I.6.2. Le contrôle de la réaction en chaîne

Pour entretenir une réaction en chaîne, il faut qu'à chaque instant le nombre de neutrons produits dans le cœur par les fissions soit exactement égal au nombre de neutrons qui disparaissent dans le cœur ou s'en échappent. Le rapport de la production à la disparition est appelé coefficient de multiplication, noté K , et il doit donc être rigoureusement égal à 1 . Cet état est appelé criticité, et le réacteur est alors critique, ce qui, pour un réacteur nucléaire, n'a aucun caractère péjoratif... au contraire. Si ce nombre K est inférieur à 1 , les neutrons disparaissent rapidement, la réaction en chaîne s'arrête et donc le réacteur aussi : on dit que le cœur est sous-critique. À l'inverse, si K est supérieur à 1 , le nombre de neutrons va augmenter

très rapidement, donc aussi les fissions, ainsi que l'énergie dégagée dans le cœur, et la réaction en chaîne va «s'emballer». On dit alors que le cœur est sur-critique [3] [25].

Pour conserver en permanence le réacteur critique ($K = 1$), on introduit, ou on retire, selon les besoins, des poisons ou absorbants neutroniques, éléments composés de noyaux qui absorbent des neutrons [3].

I.7. Fonctionnement et modélisation d'un REB

I.7.1. Principe de fonctionnement

Dans un REP, et sur demande de puissance du réseau, le réglage primaire local ouvre la soupape modératrice, la vapeur afflue et la pression et la température de saturation baissent dans le secondaire du générateur de vapeur, l'eau primaire retourne, un peu plus froide, vers l'entrée du cœur, ce qui augmente la réactivité, et l'on atteint naturellement le niveau de puissance demandé. Alors que sur une même demande faite au REB, la pression et la température de saturation baissent dans le réacteur ; le volume des bulles s'accroît, la réactivité baisse et, au lieu de répondre à la demande d'accroissement de puissance, le réacteur s'étouffe. Pour éviter l'étouffement, la demande de puissance supplémentaire par le réseau commande une accélération des pompes de circulation et/ou l'extraction des barres de commande. La soupape modératrice de la turbine est asservie en circuit court pour maintenir la pression amont constante. Lorsque suite à l'extraction des barres, la pression dans le réacteur va monter, la soupape modératrice s'ouvre pour laisser passer plus de vapeur et ainsi tendre à maintenir la pression amont. Ce mode de fonctionnement est appelé régulation en avant. En outre, pour mieux répondre à des incidents sur le réseau, une régulation plus complexe permet de répondre aux transitoires rapides en utilisant pendant des durées de quelques secondes l'énergie stockée dans la masse d'eau diphasique [7].

Pour contrôler la puissance du réacteur, la régulation peut agir sur :

- La position des barres de commande.
- Le débit Q_e de l'eau entrant dans le cœur : $\partial\rho/\partial Q_e = + 14$ p.c.m./% du débit nominal.
- La température T_e de l'eau entrant dans le cœur : $\partial\rho/\partial T_e = - 70$ p.c.m./°C.
- La pression de la vapeur saturante : $\partial\rho/\partial P_s = + 40$ p.c.m./bar.

Seuls, les deux premiers moyens cités sont utilisés, la préférence allant pour le débit d'eau Q_e qui ne provoque pas de perturbation locale de la puissance neutronique. L'action sur les barres de commande est, en général, subordonnée à l'action sur le débit de recirculation au moins dans les réacteurs modernes dont les pompes intégrées dans le fond de la cuve ont une inertie réduite [7].

I.7.2. Coefficient de puissance et boucle de stabilité

Les dérivées partielles de la réactivité du réacteur, par rapport aux paramètres d'entrée, sont négatives ou positives et ont des constantes de temps diverses [7].

Il s'y ajoute le coefficient de température du combustible ou coefficient « Doppler » qui permet de définir un coefficient plus global : le coefficient de puissance qui évolue lui aussi au cours du cycle et vaut $- 27$ p.c.m / % de puissance en fin de cycle. Il est alors proche de celui du REP à l'épuisement du bore soluble [7].

Dans la chaîne des événements, la stabilité réelle du REB s'explique physiquement par le fait que les rebouclages stabilisants ont des constantes de temps plus réduites que le rebouclage déstabilisant par la pression : Supposons un accroissement brutal de réactivité, par exemple de 1 à 1,00001, soit $+ 1$ p.c.m, La puissance thermique due aux fissions déposée dans la pastille d'UO₂ augmente linéairement. À partir de l'état d'équilibre thermique atteint à puissance constante, la température en tout point de la pastille s'accroît avec un retard qui n'est dû qu'à la capacité thermique massique de l'UO₂. Dès que la température de l'UO₂ s'est élevée, l'effet Doppler ($- 2,3$ p.c.m./C) tend sans délai à ramener la réactivité à sa valeur initiale. Ce bouclage très stabilisant est particulièrement court et intrinsèque [7].

En même temps que la température s'accroît, le gradient de température du centre de la pastille vers la gaine s'accroît aussi et donc le flux de chaleur à la paroi. Avec une constante de temps de 5 à 6 s, la montée en température de l'UO₂ induit un accroissement de la masse de vapeur qui se forme en bulles à la paroi [7].

À pression d'abord constante, il y a accroissement du volume de vapeur, donc du vide, pour la neutronique. La modération des neutrons s'en trouve réduite ($- 100$ p.c.m./ %), ce qui tend à ramener la réactivité à sa valeur initiale. Ce bouclage stabilisant est puissant mais plus lent que le précédent [7].

Si la soupape modératrice réglant l'entrée de vapeur à la turbine ne s'ouvre pas, l'accroissement du débit de vapeur (58 m³/s à l'origine) dans un volume restreint à 450 m³ fait monter rapidement la pression. La température de saturation T_s s'accroît avec la pression P_s . Pendant les 15 s de temps de transfert de l'eau, depuis son point de mélange avec l'eau alimentaire jusqu'à l'entrée du cœur, $T_e = 279$ °C ne varie pas, même lorsque la pression monte. Le sous-refroidissement ($T_s - T_e$) à l'entrée du cœur croît rapidement ensuite après un délai de 15 s [7].

Avec le sous-refroidissement qui croît, la hauteur le long des gaines qui reste sans bulles dans le bas du cœur augmente et, lorsque plus haut la vapeur se forme en masse croissante, le calcul détaillé fait en enthalpie et en intégrant les tranches d'altitudes, montre que le volume moyen de vapeur dans le cœur diminue à partir de sa valeur initiale de 41 %, ce qui améliore la modération et fait croître la réactivité. Ce bouclage est puissamment déstabilisant, mais sa constante de temps plus longue rend le réacteur pilotable par la régulation en avant au moyen des barres de commande et du débit de recirculation [7].

Les REB sont sensibles aux instabilités de réactivité lorsqu'ils sont utilisés à faible débit et à des niveaux de puissance relativement élevés. Ils se comportent comme des systèmes linéaires dans des conditions de fonctionnement normales, et lorsque des instabilités se produisent, sa provoque la transition entre un régime linéaire (fonctionnement normal) et un régime de fonctionnement non linéaire [5].

Le processus de, la réactivité, l'énergie cinétique, le flux neutronique, la température, l'effet de vide et l'effet Doppler, est bien illustré dans (*le chapitre III.1*).

Et pour contrôler les instabilités de la réactivité, il est nécessaire d'identifier les paramètres de réacteur qui affectent la dynamique du retour de réactivité [5].

I.7.3. Dynamique non linéaire des REB

Un modèle phénoménologique pour l'étude de la dynamique non linéaire des REB doit évidemment contenir les processus essentiels qui contrôlent le comportement dynamique d'un REB, mais il doit être suffisamment simple pour permettre une simulation numérique étendue d'une vaste gamme de conditions de fonctionnement des réacteurs [5].

Le modèle phénoménologique le plus simple qui retient les processus physiques essentiels qui contrôlent le comportement dynamique d'un REB contient : une représentation en un point de la cinétique du réacteur, une représentation à un nœud du processus de transfert de la chaleur dans le combustible et une représentation à deux nœuds du canaliser la thermo hydraulique pour prendre en compte le retour de réactivité des vides [5].

Mathématiquement, ces processus peuvent être représentés par les équations différentielles suivantes :

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} n(t) + \lambda c + \frac{\rho}{\Lambda} \quad , \quad (1)$$

$$\frac{dc(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n(t) - \lambda c \quad , \quad (2)$$

$$\frac{dT(t)}{dt} = a_1 n(t) - a_2 T(t) \quad , \quad (3)$$

$$\frac{d^2 \rho_\alpha(t)}{dt^2} + a_3 \frac{d\rho_\alpha(t)}{dt} + a_4 \rho_\alpha = kT(t) \quad , \quad (4)$$

$$\rho(t) = \rho_\alpha(t) + DT(t) \quad , \quad (5)$$

Où :

$n(t)$: densité neutronique normalisée au densité de neutrons en régime permanent.

$c(t)$: concentration de précurseurs neutroniques en excès, également normalisé à l'état stable densité de neutrons.

$T(t)$: température moyenne du carburant en excès.

$\rho_\alpha(t)$: retour de réactivité de vide en excès.

Notez que la non-linéarité apparaît dans l'équation neutronique (1) à travers la rétroaction paramétrique introduite par réactivité. Les paramètres représentés par des équations de (1) à (5) ont été obtenus en ajustant fonctionnellement la fonction de transfert, telle que calculée par le code LAPUR, de réacteur du Vermont Yankee avec des conditions de fonctionnement équivalentes à celles de l'essai de stabilité [5].

I.8. Contrôle de la puissance

Un réacteur nucléaire doit fonctionner à un régime proche du régime critique et sa puissance doit être contrôlée. Il faut très précisément maîtriser sa réactivité. Il y'a plusieurs méthodes pour cela, certaines actives, d'autres passives [6].

I.8.1. Barres de contrôle

Les barres de contrôle sont le principal moyen de contrôler la réactivité d'un réacteur. Elles sont constituées d'un matériau fortement absorbant vis-à-vis des neutrons. C'est le cas de cadmium ou du gadolinium pour les réacteurs thermiques ou de l'acier pour les réacteurs rapides. Les barres sont situées au-dessus du cœur pour qu'elles puissent tomber par gravité en cas de problème. La vitesse de la chute est d'environ 5 m/s [6].

I.8.2. Poisons neutroniques

Lorsqu'un réacteur nucléaire à neutrons lent fonctionne, le combustible s'appauvrit petit à petit en matière fissile et s'enrichit en produits de fission dont certains sont des poisons pour la fission car ils ont une grande section efficace de capture neutronique. La réactivité diminue donc au cours du temps et il faut compenser cet effet. On réalise cela en incorporant un poison neutronique consommable qui est petit à petit consommé lors du fonctionnement du réacteur. En étant bien dosé, l'augmentation de réactivité qui en résulte compense la baisse de réactivité due à l'apparition des poisons neutroniques. On utilise comme poison consommable de l'acide borique. Mélangée à l'eau, pour le bore qu'elle contient car c'est un élément qui a une grande section efficace d'absorption neutronique [6].

I.8.3. Effet Doppler

Les variations de température peuvent induire des variations rapides de la réactivité du cœur d'un réacteur nucléaire. Celle-ci ne doit pas augmenter sinon le système risque de diverger. Lorsque la température augmente, l'agitation thermique des noyaux présents dans le cœur augmente ce qui a pour effet d'augmenter la largeur des résonances d'absorption des neutrons dont l'énergie est dans le domaine épi thermique. *C'est l'effet Doppler.*

L'augmentation de la largeur des résonances a pour effet, lorsque celle-ci sont séparées, d'augmenter la probabilité de capture des neutrons et de diminuer la réactivité. L'effet Doppler correspond à une variation de réactivité de l'ordre de $- 2.5 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$. Il a donc un effet stabilisateur de la réactivité du réacteur [6].

I.8.4. Coefficient de vide

L'augmentation de la température a aussi pour effet, lorsque le modérateur est liquide, de diminuer la densité du modérateur et donc le rapport de modération. Le coefficient de vide ou de vidange caractérise l'évolution de la réactivité dans le cas où la densité du fluide caloporteur diminue localement comme lors de la formation de bulles, par exemple. Cela ne concerne que les réacteurs ayant un fluide caloporteur. Ce coefficient peut être négatif. Lorsque le coefficient de vide est négatif la réactivité diminue ce qui va dans le sens de stabiliser le réacteur. Si le coefficient de vide est positif la réactivité augmente avec la possibilité d'emballement du réacteur [6].

I.8.5. L'effet Xénon

Au cours du fonctionnement du réacteur nucléaire on obtient, parmi les produits de fission du ^{135}Xe . Ce noyau est caractérisé par une très grande section efficace de capture neutronique (2,7 million de barns). Il provient de la chaîne de désintégration issue du ^{135}Te , de courte durée de vie qui, par désintégration β , donne de l' ^{135}I , de période 6,7 h, et enfin du ^{135}Xe de période 9,2 h. lorsque le réacteur est en fonctionnement il s'établit un équilibre séculaire entre la production de ^{135}Xe et sa destruction par les neutrons : sa concentration est alors très faible. Lorsqu'on arrête le réacteur le ^{135}Xe continue à être produit à partir de l' ^{135}I mais n'est plus détruit et s'accumule empoisonnant le cœur du réacteur avant de disparaître par décroissance β . La présence de xénon peut empêcher de démarrer le réacteur par suite d'une chute de réactivité due au xénon. Si on lève les barres de contrôle pour augmenter la réactivité, le xénon disparaît alors très vite lorsque le flux de neutrons s'établit et on peut avoir un saut de réactivité dangereux. C'est ce qui s'est en particulier passé à Tchernobyl qui de plus avait un coefficient de vide positif [6].

I.8.6. Puissance résiduelle

Lorsque l'on arrête la réaction en chaîne d'un réacteur nucléaire, l'énergie dégagée ne s'arrête pas immédiatement car le cœur contient des noyaux radioactifs (produits de fission, actinides) qui sont radioactifs. Ceux-ci dégagent de la chaleur. C'est ce que l'on appelle la puissance résiduelle. Cela signifie qu'il faut à continuer à refroidir le cœur même lorsque le réacteur est à l'arrêt.

1.9 Conclusion partielle :

Lors de ce chapitre, nous avons exploré les principaux aspects techniques et technologiques caractérisant un réacteur nucléaire de puissance. Tout en mettant l'accent sur les réacteurs de type REB. Les concepts acquis lors de ce chapitre, seront exploités lors des prochains chapitre et ce pour la modélisation ou le contrôle d'un réacteur nucléaire.

**Utilisation des estimateurs pour la
quantification de la dérive des
paramètres de modélisation d'un process
donné : Application à un réacteur
nucléaire de type BWR.**

II.1. Introduction

L'utilisation des réacteurs nucléaires pour la production d'électricité dépend fortement de la sûreté et de la rentabilité de la stratégie des systèmes opérationnels. Le développement efficace des méthodes de diagnostic et pronostique et de contrôle nécessite souvent des informations sur l'état de système considéré. Pour pouvoir accéder à ces informations, on utilise beaucoup de moyens dont les observateurs et /ou les estimateurs qui sont souvent conçus d'une manière à utiliser les sorties mesurées d'un système pour l'estimation des variables incommensurable ou inaccessible de système considéré. Pour une application pratique, ils doivent fournir des capacités de fonctionnement en temps réel et assurer une quantification fiable des incertitudes associée [14]. De nombreuses techniques sont utilisées pour l'implémentation de ces estimateurs. Parmi ces techniques on note bien l'utilisation du mode de glissement et de ces techniques dérivées pour l'estimation des paramètres cachés ou inaccessible d'un système donné.

Et puisque les réacteurs nucléaires se composent d'une variété de sous-systèmes les plus compliqués, les paramètres du modèle sont pour la plupart difficile à obtenir [10][11], et par conséquent on fait souvent appel aux estimateurs pour avoir une idée sur ces paramètres inaccessibles par mesure. Aussi, et suite aux divers dérives temporelles, thermiques ou par vieillissement, une estimation, on-line de ces paramètres, est souvent nécessaire pour quantifier les états de fonctionnement à un moment donné.

Lors de ce chapitre, on essayera de donner le fondement théorique ainsi que les étapes de développement de l'algorithme : *STE* « Super Twisting Estimator », une variante de l'estimateur par mode de glissement communément appelé : mode de glissement d'ordre supérieur, et qui sera par la suite utilisée pour l'estimation des dérives temporelles des paramètres d'un réacteur nucléaire à eau bouillante (BWR).

II.2. Principe de l'estimation d'état

Un observateur ou reconstituteur d'état est un capteur logiciel permettant la reconstruction des variables d'état internes d'un système à partir des entrées et des sorties du système réel. Alors, l'observateur ou l'estimateur d'état a pour entrées les entrées et les sorties du système réel et pour sorties le vecteur d'état estimé. Le schéma fonctionnel d'un observateur d'état est présenté par la figure ci-dessous. Les entrées sont celles du système réel et les sorties représentent le vecteur d'état estimé. Le schéma fonctionnel d'un observateur d'état est présenté par la (figure II.1) [13].

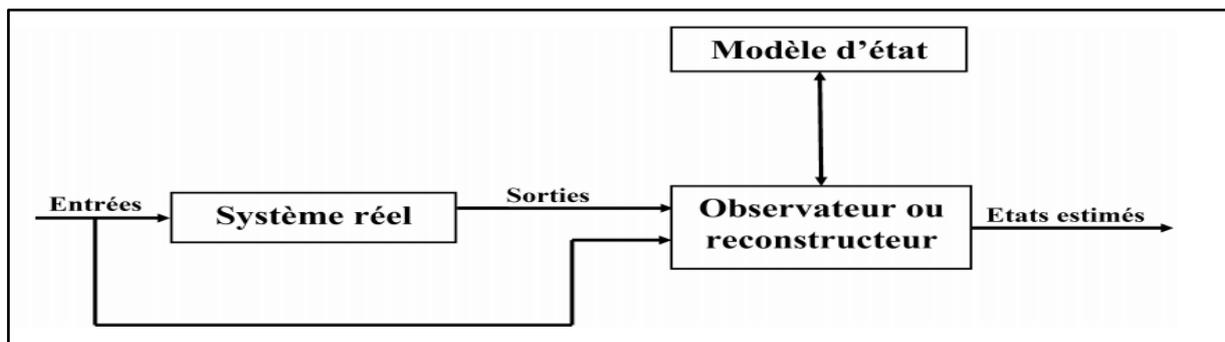


Figure II.1 : Schéma fonctionnel d'un observateur d'état [13]

Pour un système présenté par le système des équations d'état suivantes :

$$\begin{cases} \dot{x}(t) = f(x(t), u(t)) \\ y(t) = h(x(t)) \end{cases} \quad (6)$$

On peut implémenter un estimateur d'état par la structure proposée dans la *figure ci-dessous* :

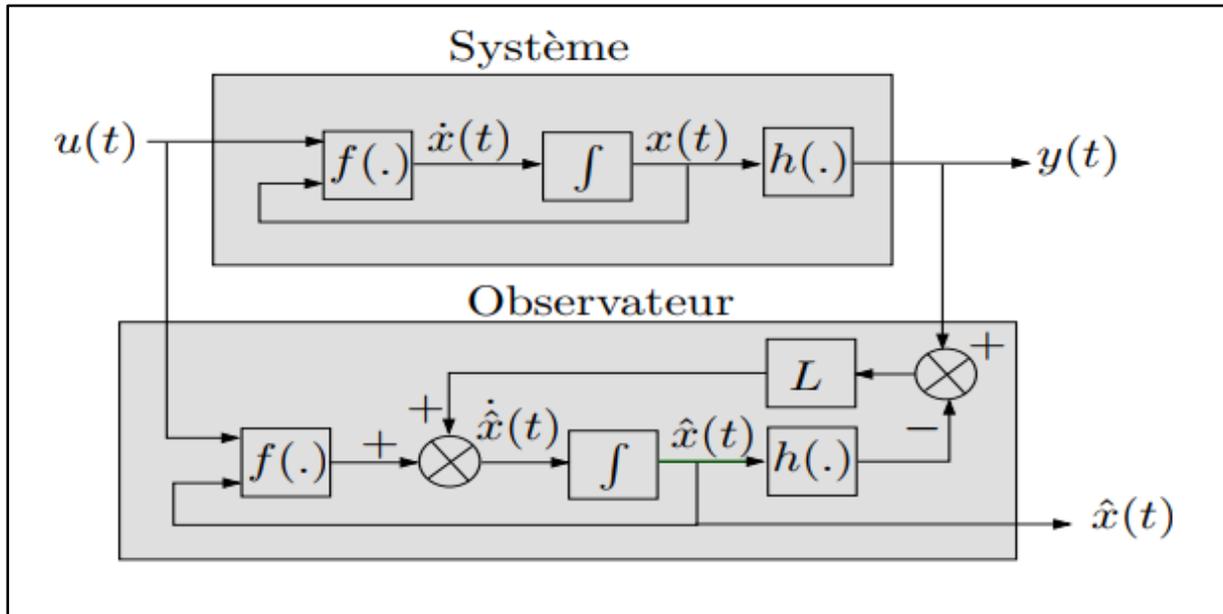


Figure II.2 : Principe d'estimation d'un observateur d'état [13]

Cette structure fait apparaître d'abord la présence d'un estimateur d'état fonctionnant en boucle ouverte caractérisé par la même dynamique que celle du système. La dynamique désirée en boucle fermée par cet observateur est obtenue par l'introduction d'un vecteur (ou matrice dans le cas multi variable) des gains L [13].

Pour un système non linéaire défini par la relation (6), l'observateur d'état peut s'écrire sous la forme suivante :

$$\begin{cases} \dot{\hat{x}}(t) = f(\hat{x}(t), u(t)) + L(y(t) - \hat{y}(t)) \\ \hat{y}(t) = h(\hat{x}(t)) \end{cases} \quad (7)$$

Avant d'entamer la procédure de conception d'un observateur pour un système dynamique, il est important et nécessaire de s'assurer que l'état peut être estimé à partir des informations sur l'entrée et la sortie. C'est en d'autres termes, s'assurer que le système est observable [13].

II.3. Technique d'estimation d'état par le mode glissant

De nombreux chercheurs ont utilisés les techniques de mode glissant pour estimer soit les données incommensurables soit des paramètres incertains des états des systèmes

inaccessibles pour les deux modèles linéaire ou non linéaire, et ça, dans divers application telles que les robots, les processus et application automobiles, les moteurs alternatifs et continues ainsi que les réacteurs nucléaires [11].

L'observateur en mode glissant a une structure de conception et d'implémentation simple et il est robuste contre les erreurs de modélisation et les perturbations dues aux variations paramétriques. Les principaux avantages des observateurs en mode glissant sont : la simplicité de conception, la convergence en temps fini et la robustesse contre les paramètres variables et incertains [11].

II.3.1.Observateur par mode glissant

Les observateurs par mode glissant sont basés sur la théorie des systèmes à structures variable. Cette approche est bien adaptée aux systèmes dynamiques non linéaires incertains. Ils ont également les mêmes dispositions robustes que les contrôleurs par mode glissant. Pour les deux dernières décennies, beaucoup de chercheurs ont proposé différents algorithmes basés sur les modes glissant, ils sont caractérisés par une commande discontinue agissant sur les dérivés d'ordre supérieur de la variable de glissement, dont l'annulation définit la surface de glissement [15].

II.3.1.1.But d'un observateur à mode glissant

Le but d'un observateur est d'estimer les états non mesurables d'un système basé uniquement sur les sorties et les entrées mesurées. Il s'agit essentiellement d'une réplique mathématique du système, pilotée par l'entrée du système et d'un signal représentant la différence entre le système mesuré et les sorties de l'observateur.

Dans le premier observateur, attribué à « *Luenberger* », la différence entre la sortie de la plante (système) et l'observateur est renvoyée linéairement dans l'observateur. Cependant, en présence de signaux inconnus ou d'incertitude, un observateur de « *Luenberger* » est généralement incapable de forcer l'erreur d'estimation de la sortie à zéro et les états d'observateur ne convergent pas vers les états du système. Un observateur en mode glissant, qui renvoie l'erreur d'estimation de sortie via un terme de commutation non linéaire, fournit une solution intéressante à ce problème. A condition de connaître l'ampleur des perturbations, l'observateur en mode glissant peut forcer l'erreur d'estimation de sortie à converger à zéro en temps fini.

II.3.1.2.Principe de fonctionnement d'un observateur à mode glissant

Les observateurs à mode glissant consistent à contraindre, à l'aide de fonctions discontinues, les dynamiques d'un système d'ordre n à converger vers une variété de S dimension ($n - p$) dite surface de glissement. Les dynamiques concernées sont celles des erreurs d'observation $\tilde{x} = x - \hat{x}$, à partir de leurs valeurs initiales $\tilde{x}(0)$, ces erreurs convergent vers les valeurs d'équilibre en deux phases :

Dans une première phase, la trajectoire de ces erreurs est forcée à aller vers la surface de glissement où l'erreur entre la sortie de l'observateur et la sortie du système réel (les mesures) $\tilde{y} = y - \hat{y}$ sont nulles. Cette étape est référée comme le mode atteint (ou reaching mode) et il est fortement dynamique.

La seconde phase appelée un mode de glissement (ou sliding mode) où la trajectoire des erreurs d'observation glisse sur la surface de glissement définie par $\tilde{y}(0)$, avec une dynamique imposée afin d'annuler le reste de l'erreur d'observation [17].

II.3.1.3. Conception d'un observateur en mode glissant

Le contrôle par la méthode des structures variables repose sur le concept de changement de la structure de contrôleur en réponse au changement des variables d'états de système afin d'obtenir le contrôle de processus souhaité avec le mode glissant. Ce concept est réalisé par l'utilisation d'une loi de commande de commutation à grande vitesse qui force la trajectoire de système à se déplacer dans une surface spécialement conçue (appelé surface de glissement) et y demeurer dans cette surface. Le régime de système dans la surface de glissement est appelé mode glissant. En mode glissant le système reste insensible à certaine variation et à des perturbations inconnues. L'observateur en mode glissant fonctionne en minimisant l'erreur entre le modèle d'usine (de référence) et le modèle d'observateur (en temps réel) en utilisant une fonction de commutation. Le gain de l'observateur est commuté par l'erreur de sorte que la sortie de notre système corresponde à la sortie de l'observateur ou en d'autres termes, la surface d'erreur évolue vers le minimum [16] [19].

La technique de mode glissant d'ordre supérieur, et qui sera d'ailleurs utilisée lors de ce travail, a commencé à trouver des applications utiles dans différents problèmes de contrôle. La principale différence entre les modes glissants conventionnels et les modes glissants d'ordre supérieur est que les dérivées d'ordre supérieur des variables glissantes remplacent les dérivées du premier ordre. En ajoutant aux avantages des modes de glissement du premier ordre, le mode de glissement d'ordre supérieur présente un avantage supplémentaire en matière de minimisation des chatterings (*Bruit de glissement*). Le mode de glissement d'ordre n est déterminé par les égalités :

$$s = \dot{s} = \ddot{s} = \dots = s^{(n-1)} = 0,$$

Ce qui forme la condition à n dimensions sur l'état dynamique du système [16].

La loi de contrôle, $u(t)$, dans ce cas de figure, est définie comme une combinaison de deux termes dans l'algorithme de « *super twisting* ». Le premier est défini comme une dérivée temporelle discontinue tandis que le second terme est la fonction continue de la variable de glissement. Les trajectoires de l'algorithme de « *super twisting* » se caractérisent par une torsion qui tourne autour de l'origine sur la variable de glissement [16].

II.3.1.4. Contexte théorique d'un observateur en mode glissant

Un observateur peut être défini comme un système dynamique auxiliaire piloté par les sorties de système mesuré et les entrées de système applicables afin de reconstruire les états réels du système. Les variables d'état du système reconstruites peuvent ensuite être remplacées par les états du système d'origine dans le contrôle de retour d'état [14].

Un autre domaine d'utilisation populaire des observateurs est la détection et l'isolement des défauts. Les schémas de diagnostic de pannes basés sur des observateurs génèrent des résidus en comparant la mesure et son estimation correspondante fournie par les observateurs. L'application des observateurs en mode glissant peut être vue dans de nombreux domaines, tels que la robotique, les moteurs électriques, les convertisseurs et les robots mobiles.

Le contrôle par le mode de glissement est une technique de commande à grande vitesse et à rétroaction commutée qui dirige les trajectoires d'état d'un système linéaire ou non linéaire sur une surface définie par l'utilisateur dans l'espace d'état et maintient ces trajectoires sur toutes les périodes ultérieures. Cette surface sélectionnée par le concepteur est appelée surface de commutation, surface de glissement ou collecteur glissant car la commande de commutation ramène les trajectoires du système sur la surface et garantit que les trajectoires glissent le long de la surface jusqu'à un point de référence spécifié par le concepteur. Dans cet état, on dit que le système est en mode glissant. La surface de glissement et le mouvement du mode de glissement sont illustrés par la (Figure II.3) [14].

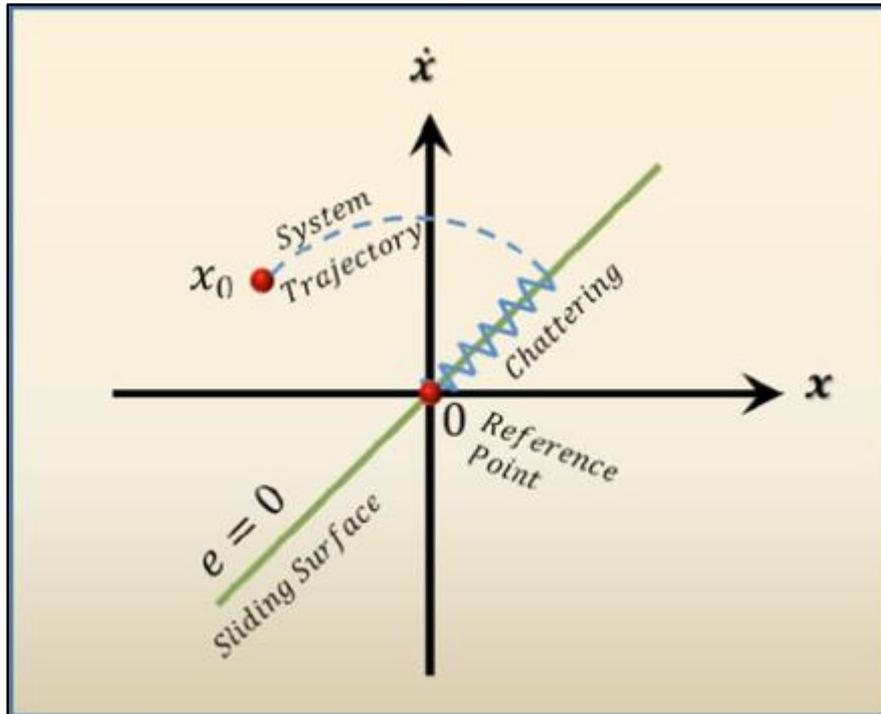


Figure II.3 : la surface de glissement [14]

Aujourd'hui, le contrôle par le mode glissant ainsi que l'observation (estimation) sont pratiquement actualisés par la technologie informatique avancée et les circuits de commutation à grande vitesse. La formulation mathématique d'un observateur à mode glissant peut être expliquée par un éventuel système comme suit :

$$\dot{x}_1 = x_2,$$

$$\dot{x}_2 = f(x_1, x_2),$$

$$\text{Et } y = x_1 \tag{8}$$

Où

$X \in R^2 =$ vecteur d'état à deux dimensions, $Y \in R =$ la sortie.

Et la fonction $f(x_1, x_2)$ est bornée, l'observateur à mode glissant pour l'équation (8) peut être formulé comme suit :

$$\begin{aligned}\hat{x}_1 &= \hat{x}_2 + \delta_1 \text{sign}(x_1 - \hat{x}_1), \\ \hat{x}_1 &= f(\hat{x}_1, \hat{x}_2) + \delta_2 \text{sign}(\bar{e}_2),\end{aligned}$$

Et

$$\hat{y} = \hat{x}_1 \quad (9)$$

Où δ_1 et δ_2 sont les gains de l'observateur, la fonction sign est définie comme :

$$\text{Sign}(e) = \begin{cases} 1, & \text{si } e > 0 \\ -1, & \text{si } e < 0 \end{cases} \quad (10)$$

Avec l'erreur d'observation $e = x - \hat{x}$ (est aussi appelé la surface de glissement) dont les composants sont définis comme $e_1 = x_1 - \hat{x}_1$. Le paramètre d'erreur \bar{e}_2 dans l'équation (9) va être déterminé ultérieurement. Ensuite, l'erreur dynamique de système donné par l'équation (8) peut être écrit par :

$$\dot{e}_1 = e_2 - \delta_1 \text{sign}(e_1),$$

Et

$$\dot{e}_2 = f(x_1, x_2) - f(\hat{x}_1, \hat{x}_2) - \delta_2 \text{sign}(\bar{e}_2) \quad (11)$$

Ici, l'objectif est de réduire et ramener les erreurs à zéro. Et pour cela, on considère la surface de glissement :

$$S = \{e \mid e_1 = 0\} \quad (12)$$

On a :

$$e = x - \hat{x} \text{ qui est l'erreur d'observation.}$$

Avec l'utilisation de la fonction de Lyapunov ($V = e^2/2$) où sa dérivée doit être négative pour avoir une surface de glissement S stable. Puis,

$$\dot{V} = e_1 \dot{e}_1 = e_1(e_2 - \delta_1 \text{sign}(e_1)) \quad (13)$$

En choisissant $\delta_1 > \max |e_2|$, on aura :

$$\dot{V} < 0, \quad (14)$$

Qui indique la stabilité de la surface de glissement. Par conséquent, le vecteur d'erreur e_1 converge vers zéro en temps fini. Après e_1 et \dot{e}_1 s'approchent de zéro, à partir de l'équation (11) on obtient la valeur équivalente du premier observateur, qui définit le paramètre d'erreur \bar{e}_2 comme :

$$e_2 = (\delta_1 \text{sign}(e_1))_{eq} = \bar{e}_2 \quad (15)$$

Où l'indice eq dans (15) indique la valeur moyenne de la commutation (discontinuité) de contrôle de $\delta_1 \text{sign}(e_1)$.

II.3.1.5. Modèle mathématique du réacteur de type BWR utilisé lors de ce travail

Le réacteur BWR est défini par des équations de (1) jusqu'à (5) (dans le premier chapitre), et dans une boucle fermé, on aura une expression de la réactivité globale donnée par :

$$\rho(t) = \rho_\alpha + DT + \rho_c \quad (16)$$

En examinant de près l'équation N° (1), (décrit dans le premier chapitre), il est clair que notre système est non linéaire et on peut l'écrire comme suit :

$$\dot{n} = f(t) + g(t) u(t) \quad (17)$$

Où

$g(t)$, $f(t)$ et $u(t)$ sont des fonctions qui vont être déterminé plus tard par :

Si on remplace ρ dans l'équation (1), avec sa valeur dans l'équation (16), on aura :

$$\dot{n} = \frac{(\rho_\alpha + DT + \rho_c) - \beta}{\Lambda} * n(t) + \lambda c(t) + \frac{(\rho_\alpha + DT + \rho_c)}{\Lambda} \quad (18)$$

$$\dot{n} = \frac{(\rho_\alpha + DT)}{\Lambda} * n(t) + \frac{\rho_c}{\Lambda} * n(t) - \frac{\beta}{\Lambda} * n(t) + \lambda c + \frac{(\rho_\alpha + DT)}{\Lambda} + \frac{\rho_c}{\Lambda} \quad (19)$$

$$\dot{n} = \frac{(\rho_\alpha + DT)}{\Lambda} * n(t) + \frac{(\rho_\alpha + DT)}{\Lambda} - \frac{\beta}{\Lambda} * n(t) + \lambda c + \frac{\rho_c}{\Lambda} + \frac{\rho_c}{\Lambda} * n(t) \quad (20)$$

$$\dot{n} = \frac{n+1}{\Lambda} * (\rho_\alpha + DT) - \frac{\beta}{\Lambda} * n + \lambda c + \frac{n+1}{\Lambda} * \rho_c \quad (21)$$

Donc on aura :

$$f = \frac{n+1}{\Lambda} * (\rho_\alpha + DT) - \frac{\beta}{\Lambda} * n + \lambda c \quad (22)$$

$$g = \frac{n+1}{\Lambda} \quad (23)$$

$$u = \rho_c \quad (24)$$

On note ici qu'il y'a toujours une différence entre le modèle de référence du réacteur *BWR*, utilisant les valeurs des paramètres nominaux, et le modèle de fonctionnement réel. Ceci est due au fait qu'avec le temps, on aura toujours une dérive temporelle de ces paramètres nominaux et ce suites aux effets de vieillissement, de mauvaises manipulations ou autres.

Si on définit le modèle de référence comme étant :

$$\check{f} = \frac{n+1}{\Lambda_0} * (\rho_\alpha + D_0 T) - \frac{\beta_0}{\Lambda_0} * n + \lambda_0 c \quad (25)$$

$$\check{g} = \frac{n+1}{\Lambda_0} \quad (26)$$

Donc, en utilisant ces équations, on peut quantifier l'écart ou la différence de modélisation entre les deux modèles : réel et celui de référence, et si on l'appellera par exemple : δ , celui-ci aura pour expression la valeur suivante :

$$\delta = (f - \check{f}) + (g - \check{g}) * u \quad (27)$$

Dans ce cas, le modèle réel, ou l'équation d'état, de notre système peut s'écrire :

$$\dot{n} = \check{f} + \check{g} u + \delta \quad (28)$$

Dans le cas où on veut contrôler l'évolution de la puissance neutronique $n(t)$ de réacteur BWR, le contrôleur qu'on va concevoir doit prendre en compte cette nouvelle entité : δ . Mais comme on a vu auparavant, la valeur de cette différence varie avec le temps. Alors dans ce cas, il est évident que, une évaluation de ces paramètres en temps réel est nécessaire.

Comme un moyen d'évaluation de cette entité, on utilisera la technique des estimateurs et plus précisément le : super twisting estimator (STE), qui est la variante des estimateurs en mode glissant d'ordre supérieure. Il est à souligner que cette méthode réduit énormément le problème de réticence (chattering) qui est due généralement à l'utilisation de la technique de mode de glissement.

II.4. Implémentation de l'estimateur « Super Twisting Estimator (STE) »

II.4.1. Observateur en mode de glissement d'ordre supérieure

Comparativement à d'autres observateurs, la technique des modes glissants dispose d'avantages indéniables tels que la robustesse vis-à-vis des perturbations externes et internes (variations des paramètres) quand le régime glissant est établi. Cependant l'effet de *chattering* qui est inhérent à la technique par mode glissant classique du « premier ordre » est souvent un frein aux applications pratiques. Un mode glissant d'ordre supérieur est l'une des solutions permettant de ne pas compromettre la robustesse tout en garantissant une estimation en temps fini [18].

La principale différence entre les modes de glissement classiques et les modes de glissement d'ordre supérieur est que les dérivées d'ordre supérieur des variables glissantes sont utilisées à la place des dérivées de premier ordre. En plus des avantages des modes de glissement de premier ordre ; l'observateur en mode glissant d'ordre supérieur a l'avantage supplémentaire de supprimer le chattering [21].

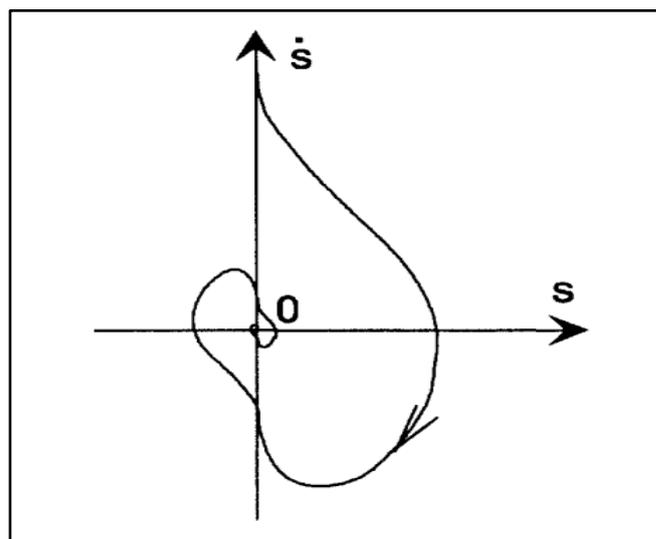


Figure II.4 : Trajectoire de phase d'algorithmme super twisting [19]

Dans un observateur en mode de glissement de second ordre, les paramètres ont été définis comme une erreur dans la variable mesurée du système [21]. L'algorithme de super twisting est le premier algorithme de mode glissant de second ordre [20].

II.4.2. Algorithme super twisting

Cet algorithme a été développé pour contrôler les systèmes avec un degré relatif afin d'éviter les *chatterings* des modes glissants [19]. Dans ce cas également, les trajectoires sur le plan à 2 glissements sont caractérisées par une torsion autour de l'origine (Figure II.4). La loi de contrôle $u(t)$ est constituée de deux termes. La première est définie par sa dérivée temporelle discontinue, tandis que l'autre est une fonction continue de la variable glissante disponible [16] [21] [22].

Dans notre cas, nous utiliserons cet algorithme pour faire l'estimation des paramètres du réacteur à eau bouillante (BWR), et voici les équations mathématiques qui sont utilisées pour la mise en œuvre de cet Estimateur STE (Super Twisted Estimator) :

$$\dot{\xi}_1 = -\lambda_1 |\xi_1 - n|^{1/2} \text{sign}(\xi_1 - n) + \xi_2 + \check{f} + \check{g} u \quad (29)$$

$$\dot{\xi}_2 = -\lambda_2 \text{sign}(\xi_1 - n) \quad (30)$$

Où :

λ_1 et λ_2 sont deux constants à déterminer en utilisant la méthode « trial and error », et ξ_1 et ξ_2 sont deux variables intermédiaires utilisées pour estimer la valeur biais δ .

Si on examine attentivement l'équation (29), on va se rendre compte qu'au fur et à mesure, l'algorithme converge et on aura par suite :

$$\lim_{t \rightarrow t_0} \xi_1 = n \quad (31)$$

Donc, dans ce cas, on peut écrire cette équation (29) sous la forme suivante :

$$\dot{n} = \check{f} + \check{g} u + \xi_2 \quad (32)$$

En comparant cette dernière équation avec l'équation (28), on pourra finalement avoir :

$$\xi_2 \approx \delta \quad \text{Ou bien} \quad \xi_2 \approx \hat{\delta}$$

C'est où $\hat{\delta}$ est la valeur estimée de δ .

On note ici que l'algorithme de « *Super Twisting Estimator* » n'a besoin d'aucune information sur la dérivée temporelle de la variable glissante.

II.5. Conclusion partielle

Au cours de ce chapitre, nous avons essayé de définir les estimateurs (observateurs) en mode glissant ainsi que l'importance de leurs utilisations pour la quantification des dérivées des paramètres. Nous avons également donné le modèle mathématique de notre estimateur STE qu'on va par la suite implémenter en utilisant l'outil « simulink/matlab » et ce pour faire l'estimation des paramètres de BWR.

Simulation d'un réacteur de type BWR

III.1. Introduction

Au cours du premier chapitre, on a présenté le réacteur REB à travers la modélisation mathématique du fonctionnement de son cœur. Lors de ce chapitre, nous allons procéder à l'implémentation de ce modèle avec des tests de simulation via *simulink / matlab* et ce afin de bien comprendre sa dynamique et le déroulement des différents phénomènes dans le cœur de ce réacteur.

Le modèle utilisé décrit principalement l'évolution de la réactivité au sein du cœur du réacteur. Par une simple définition, cette réactivité permet de rendre compte de l'évolution de la population neutronique en fonction de temps. Et vu que les réacteurs à eau bouillante sont sensibles aux instabilités de la réactivité, alors comment arrivent-ils à se rendre stable eux-mêmes ? Pour répondre, on doit tout d'abord comprendre les différents phénomènes qui se passent au sein de réacteur.

Le bombardement de l'uranium 235 avec un neutron va produire : une libération d'énergie sous forme de chaleur très élevée, des radiations rapides, des neutrons rapides, deux produits de fission qui à leur tour libéreront des neutrons retardés. Ce flux neutronique va être modéré lors de la collision avec le modérateur (l'eau), c'est l'étape de ralentissement des neutrons qui contribue à la facilité de leur capture par l'uranium 235, donc ces neutrons vont être thermalisé, et par suite, ces neutrons thermique permettront à la succession de la réaction en chaîne et induire d'autres fissions. Quand la chaleur augmente, on aura d'une part, un échauffement de modérateur, donc la densité de modérateur va diminuer, la diminution de la densité veut dire une diminution des neutrons retardés (une diminution de la population neutronique), et si on a un déficit en neutrons retardés, on n'aura pas d'avantage de fission, alors la réactivité va diminuer, c'est ce qu'on appelle l'*Effet de Vide*. Et d'autre part, Cette chaleur-là va rendre l'uranium en état de vibration (mouvement), et en parallèle les neutrons en une vitesse mais lent par rapport à l'uranium, un effet relatif entre les neutrons et l'uranium, donc la possibilité d'avoir une fission se diminue, ce qui engendre à la diminution de la réactivité et cependant la stabilisation de notre système, ce phénomène s'appelle l'*Effet de Doppler*.

L'ensemble de ces phénomènes ont lieu au sein de réacteur, et ils sont résumés dans la figure suivante :

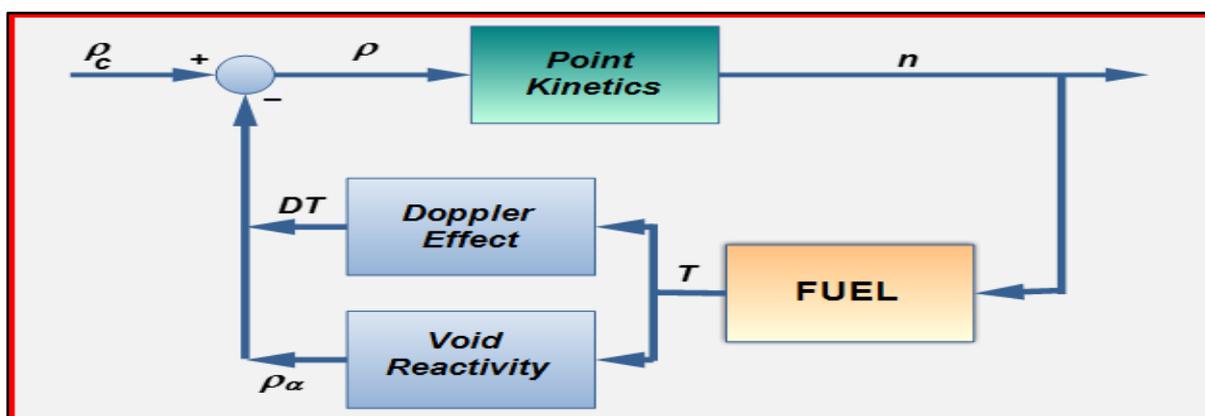


Figure III.1 : l'ensemble des phénomènes de la réaction nucléaire [26]

Les deux phénomènes (*vide* et *doppler*) représentent à la fois, un bouclage stabilisant et intrinsèque, un effet auto stable sur le réacteur. Sur ce, le réacteur a une stabilité intrinsèque.

III.2. Implémentation et simulation du modèle adopté du REB

Pour rendre compte et prendre en considération la dynamique de réacteur REB et surtout le bon suivi de son comportement, la représentation de l'ensemble de ces phénomènes par des équations mathématique est nécessaire afin de le modéliser.

Le modèle mathématique qui représente tout l'ensemble de ces phénomènes où chaque phénomène est représenté sous forme d'équation différentielle est définit comme suit :

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} n(t) + \lambda c + \frac{\rho}{\Lambda} \quad , \quad (1)$$

$$\frac{dc(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n(t) - \lambda c \quad , \quad (2)$$

$$\frac{dT(t)}{dt} = a_1 n(t) - a_2 T(t) \quad , \quad (3)$$

$$\frac{d^2 \rho_\alpha(t)}{dt^2} + a_3 \frac{d\rho_\alpha(t)}{dt} + a_4 \rho_\alpha = kT(t) \quad , \quad (4)$$

$$\rho(t) = \rho_\alpha(t) + DT(t) \quad , \quad (5)$$

- L'évolution neutronique est définie par les deux équations (1) et (2).
- L'évolution de la température est définie par l'équation (3).
- L'effet doppler est définit par l'équation (5).
- L'effet de vide est définit par l'équation (4).

Les paramètres de notre système sont donnés dans le (*tableau III.1*) suivant :

Tableau III.1 : Les paramètres de modèle [5]

Paramètres	Valeurs	Unités
a_1	25.04	$K \cdot s^{-1}$
a_2	0.23	s^{-1}
a_3	2.25	s^{-1}
a_4	6.82	s^{-2}
k	$-3.70 * 10^{-3}$	$K^{-1} \cdot s^{-2}$
D	$-2.52 * 10^{-5}$	K^{-1}
β	0.0056	---
Λ	$4.00 * 10^{-5}$	s^{-1}
λ	0.08	s^{-1}

Pour fixer les conditions initiales et préparer les simulations, on a initialisé le REB avec des valeurs initiales qui sont définies dans le (tableau III.2) suivant :

Tableau III.2 : Les valeurs d'initialisations

Paramètres	Valeurs
n_0	0.2
c_0	$((\text{Beta} \cdot n_0) / (1_{\text{lambda}} \cdot U_{\text{lambda}}))$
T_0	0
Rho_alpha_0	0
Rho_alpha_prime_0	0
Rho_0	0

III.3. Simulation

III.3.1. Présentation de Matlab

MATLAB est une abréviation de Matrix LABORatory. Écrit à l'origine, en Fortran, par C.Moler, « *Matlab* » était destiné à faciliter l'accès au logiciel matriciel. Il représente un environnement puissant, complet et facile à utiliser destiné au calcul scientifique. Il apporte aux ingénieurs, chercheurs et à tout scientifique un système interactif intégrant calcul numérique et visualisation. C'est un environnement performant, ouvert et programmable. Il dispose de plusieurs centaines de fonction mathématique qui permet de traiter les données sans aucune limitation de taille et de réaliser des calculs numériques et symboliques de façon fiable et rapide.

L'approche ouverte de *Matlab* permet de construire un outil sur mesure. On peut inspecter le code source et les algorithmes des bibliothèques de fonctions (Toolboxes), modifier des fonctions existantes et ajouter d'autres.

Matlab fait également partie d'un ensemble d'outils intégrés dédiés au Traitement du Signal. En complément du noyau de calcul Matlab, l'environnement comprend des modules optionnels qui sont parfaitement intégrés à l'ensemble [23] :

- Une vaste gamme de bibliothèques de fonctions spécialisées (**Toolboxes**).
- Simulink, un environnement puissant de modélisation basée sur les **schémas-blocs** et de simulation de systèmes dynamiques linéaires et non linéaires.
- Des bibliothèques de blocs **Simulink** spécialisés (**Blocksets**).
- D'autres modules dont un Compilateur, un générateur de code C, un accélérateur...etc.
- Un ensemble d'outils intégrés dédiés au traitement du signal : le DSP Workshop.

Nous avons brièvement donné une petite définition de Matlab, et maintenant nous allons traduire les équations différentielles de modèle BWR sous forme de schéma avec le *Simulink/Matlab*. Ensuite, une discussion des résultats obtenus sera faite.

III.3.2. La représentation avec Simulink/Matlab

Le modèle global du réacteur REB utilisé pour la simulation de BWR est présenté dans la *figure suivante* :

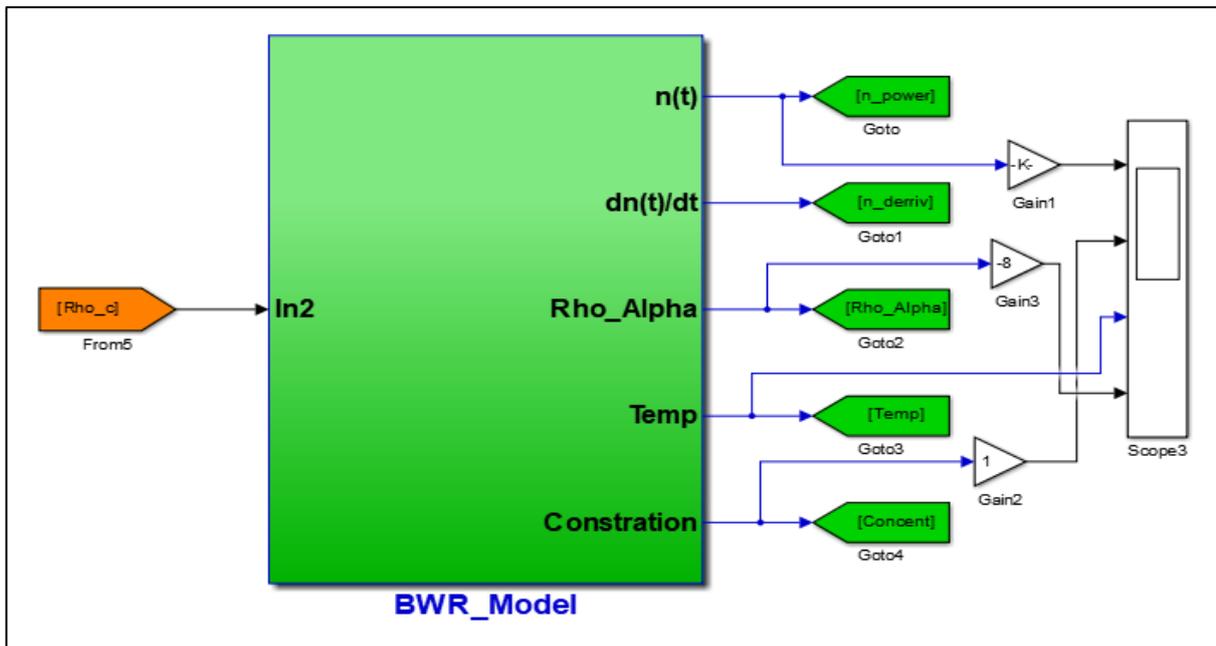


Figure III.2 : Schéma de BWR

Le modèle présenté dans la *figure III.2* est constitué d'un ensemble des blocs dont chaque bloc est défini à la base des équations différentielles lesquelles où chacune d'elles représente le phénomène en question.

Les phénomènes de la puissance neutronique et l'énergie cinétique, le combustible, la température, l'effet doppler et l'effet de vide sont reliés entre eux et ils se manifestent au tour de rôle, la liaison existante entre eux est montrée par la figure (*figure III.3*).

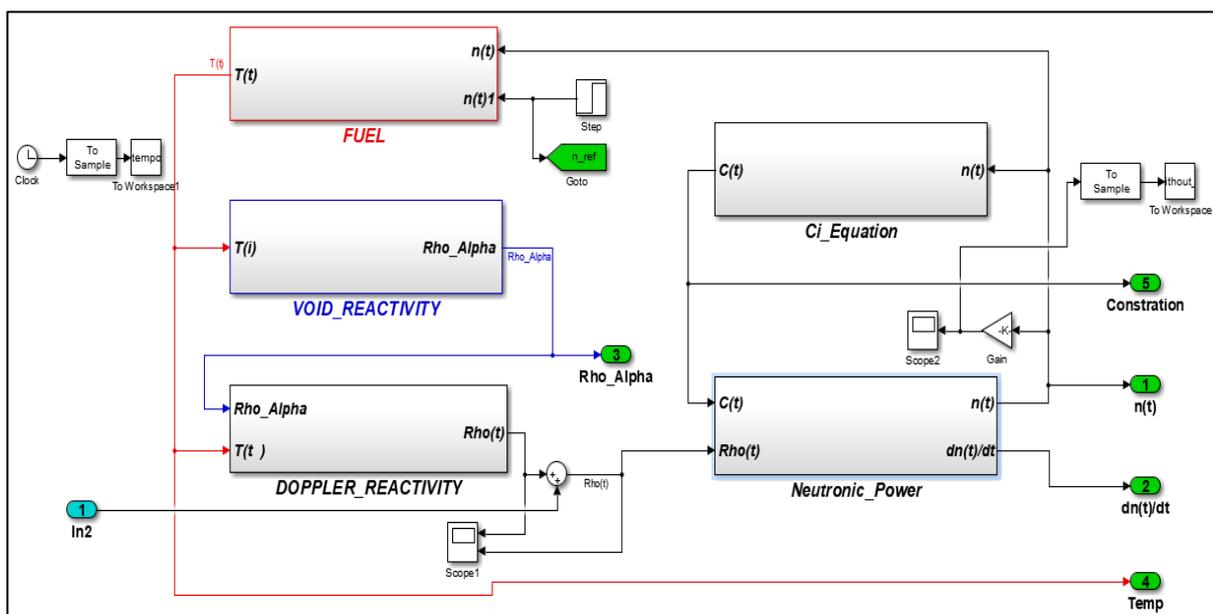


Figure III.3 : A l'intérieur de modèle de REB

Chaque phénomène représenté dans la figure (III.3) est à la base d'une équation différentielle comme on a cité dans (III.2). Supposons que le REB est en état de repos ou en état d'arrêt. Pour le faire marcher, on fait remonter les barres de commandes pour que la réactivité puisse se maintenir. Dans cette étude, on ne s'intéresse pas à la façon de la mise en marche de REB, et pour cela, on va appeler cette étape comme une injection d'une réactivité ou bien une excitation de REB qui est expliqué par « Rho_c » dans (la figure III.2) et par « $ln2$ » dans (la figure III.3).

La puissance neutronique est représentée par le bloc « *Neutronic_Power* » dans la figure (III.3), alors que la cinétique des neutrons est représentée par le bloc « *ci_Equation* » dans la même figure.

L'implémentation de l'équation différentielle qui est à la base de bloc « *Neutronic_Power* » est montrée dans la figure suivante :

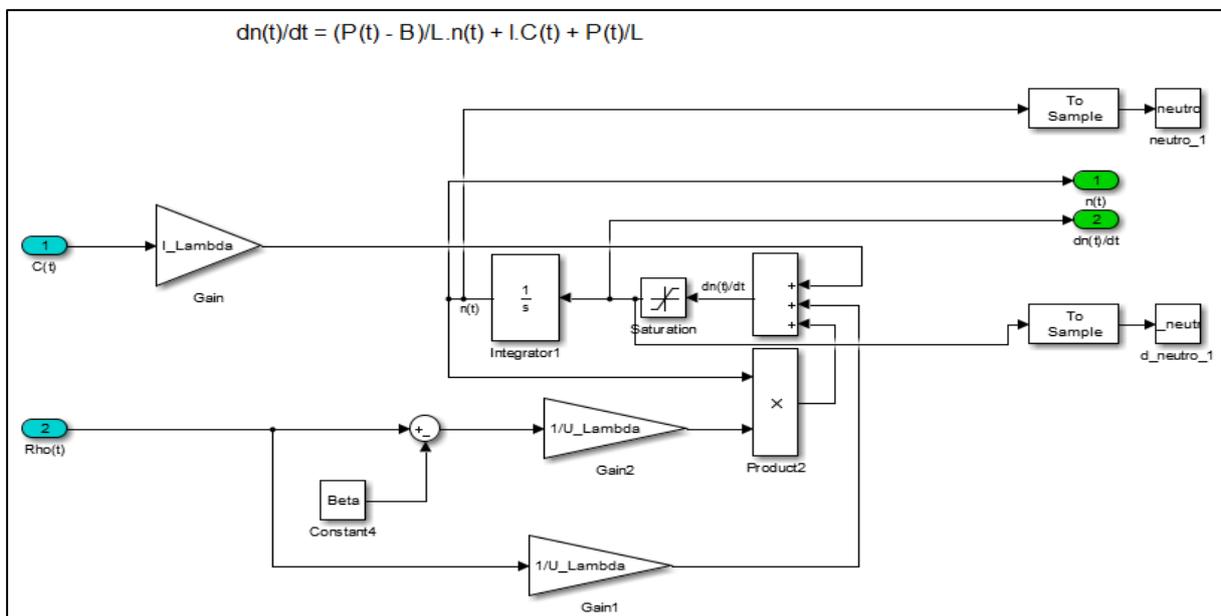


Figure III.4.1 : Neutronic power

L'implémentation de l'équation différentielle qui est à la base de bloc « *Ci_Equation* » est montrée dans la figure suivante :

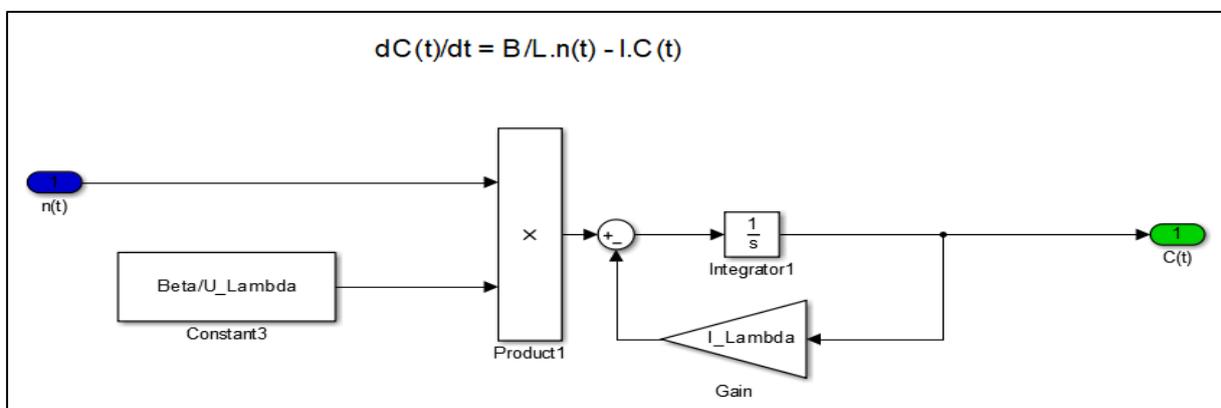


Figure III.4.2 : Ci_Equation

L'augmentation de la température rend l'uranium en état de vibration (mouvement), et en parallèle les neutrons en une vitesse mais lent par rapport à l'uranium, un effet relatif entre les neutrons et l'uranium.

Donc, l'augmentation de la température a aussi pour effet, lorsqu'elle s'additionne avec le « *Rho_alpha* », de créer l'effet de Doppler qui est représenté par le bloc « Doppler_effect » montré dans la figure suivante :

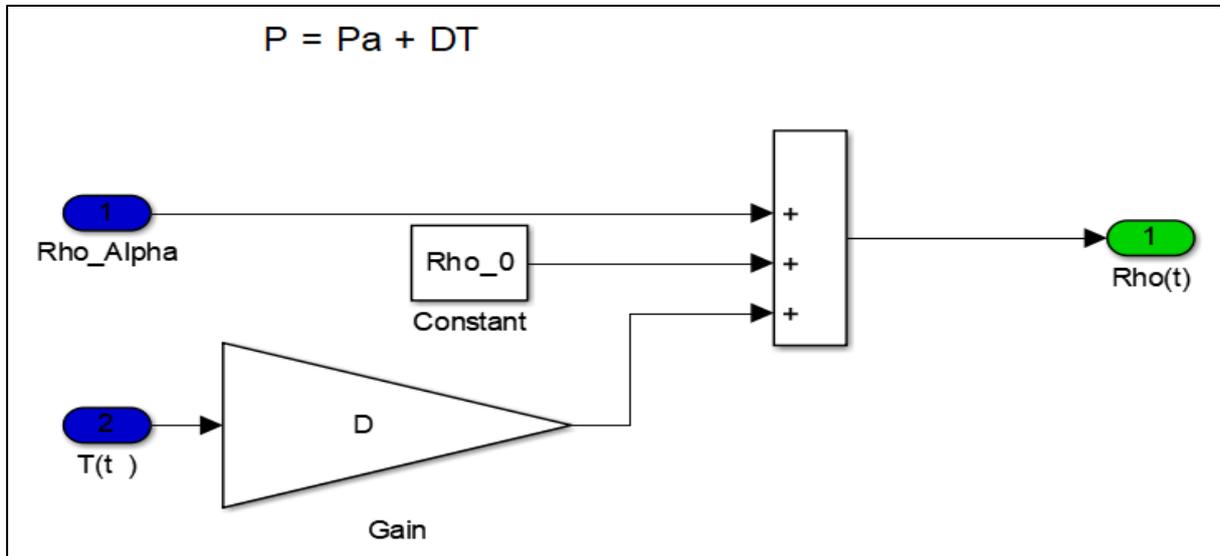


Figure III.4.5 : Doppler Effect

L'effet doppler produit à son tour une réactivité que l'on n'aurait pas besoin d'introduire une autre fois pour faire une autre excitation (injection d'une réactivité), et la réaction en chaîne se continue ainsi.

III.4. Résultats de simulation

Comme on a déjà parlé sur les différents phénomènes essentiels qui se passent pendant l'augmentation ou la diminution de la réactivité au sein de réacteur, et pour suivre leurs évolutions et bien comprendre ce qui se passe réellement dedans, on va visualiser : la densité neutronique, la concentration des neutrons retardés, la température et le *Rho_Alpha* dans la (figure III.5) suivante :

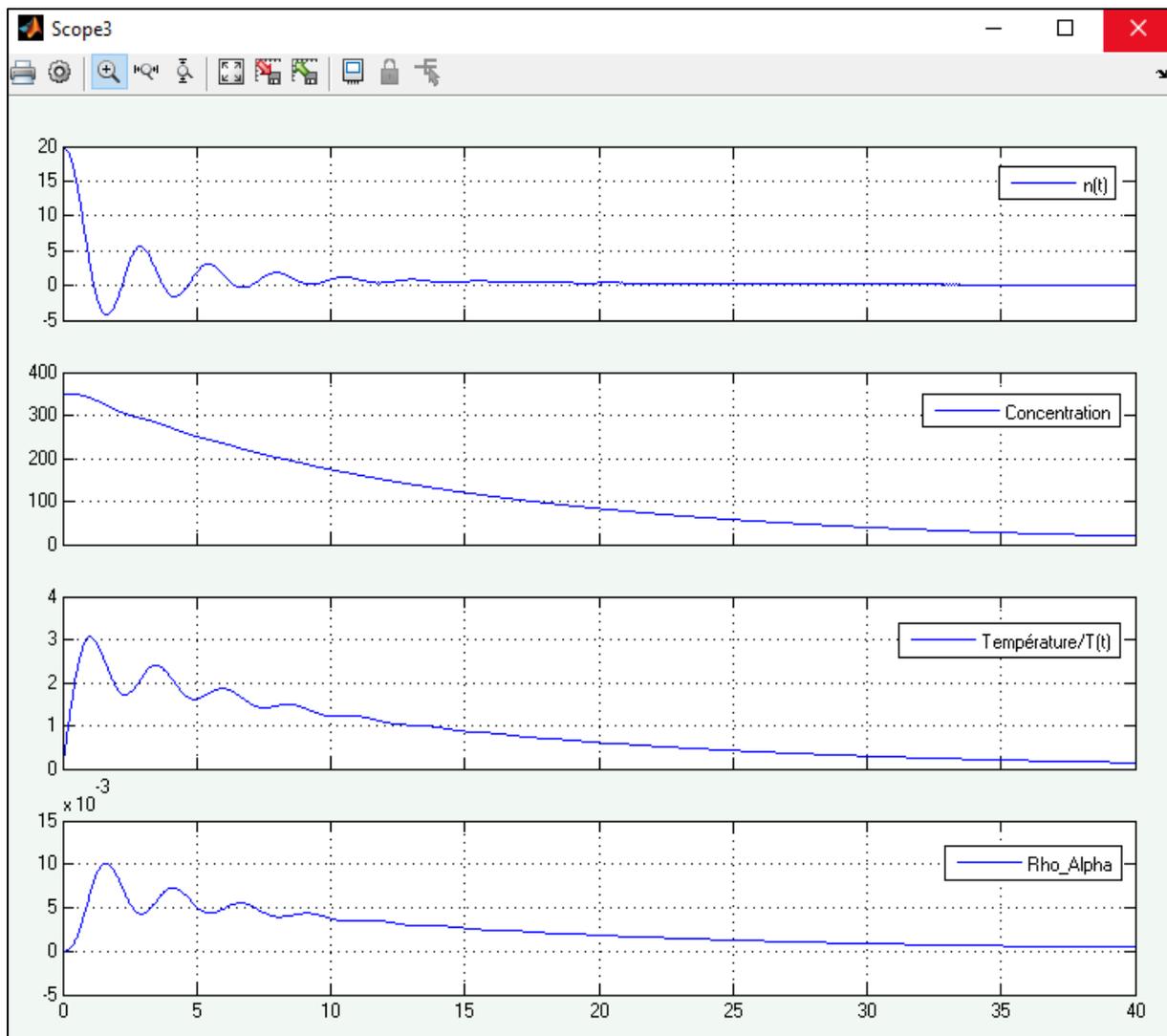


Figure III.5 : Représentation de : $n(t)$, $c(t)$, $t(t)$ et Rho_Alpha

III.4.1. Interprétation des résultats

- Pour la densité de neutrons $n(t)$:

On voit que notre graphe débute à partir de la valeur initiale qu'on a introduite et que la densité des neutrons subit une série de petites impulsions périodique de faible amplitude qui varie entre 5 et -5 puis elle se diminue, donc la population neutronique reste dans un niveau bas proche de point d'équilibre. Ensuite, l'impulsion converge vers le point d'équilibre (au zéro) dans un petit temps, ce qui indique la stabilité de notre réacteur.

- Pour la concentration des neutrons retardés $c(t)$:

On remarque que cette entité varie proportionnellement avec la densité des neutrons, dans notre exemple on a initialisé la valeur des neutrons à 0.2 (avec un gain de 100, on a un résultat de 20 sur le graphe) donc la concentration a débuté avec une valeur de 350, si on augmente la

valeur initiale des neutrons, la concentration augmente, si on la diminue, la concentration diminue aussi. Par contre ici, le graphe converge vers le point d'équilibre (le zéro) d'une façon exponentielle et y'en a aucune série d'impulsion comme la densité des neutrons.

- Pour la température $T(t)$:

La température de carburant augmente fortement pendant l'impulsion de neutrons, puis elle diminue sous forme de petites impulsions en début, ensuite d'une façon exponentielle avec la constante de temps de carburant et converge vers le zéro.

- Pour le *Rho_Alpha* (l'effet de vide) :

On remarque que les impulsions de *rho_alpha* ont pris un retard d'apparition par rapport à la densité neutronique, et que ces impulsions se comportent d'une façon réciproque avec la densité neutronique. Lorsque l'impulsion des neutrons se diminue, l'impulsion de *rho_alpha* augmente et ainsi de suite jusqu'au point où les deux convergent au zéro.

Les résultats de simulation nous montrent que :

La température du carburant augmente fortement pendant l'impulsion de neutrons, puis diminue de façon exponentielle avec la constante de temps de carburant. La synchronisation relative des impulsions de neutrons, de température et de fraction de vide indique que les oscillations de la fraction de vide fournissent le mécanisme pour générer les impulsions de neutrons, tandis que les oscillations de température ne font que suivre l'évolution des impulsions de neutrons.

Tout comme la température du combustible, la concentration de précurseurs de neutrons retardés semble jouer un rôle mineur dans la dynamique des réacteurs non linéaires. La concentration des précurseurs a cependant un impact important sur la détermination de la largeur de l'impulsion neutronique, car les précurseurs limitent les taux de croissance et de décroissance de la densité de neutrons.

III.5. Conclusion partielle

Au cours de ce chapitre, on a essayé de comprendre et d'expliquer le fonctionnement de REB en mettant l'accent sur les différents phénomènes qui sont en relation avec le changement de la dynamique et le comportement de REB. On a également évoqué la caractéristique de la stabilité intrinsèque de REB et qu'il est autostable. Les résultats de simulation obtenus sont en accord avec les principes de fonctionnement d'un réacteur nucléaire de type REB. De ce fait le présent modèle peut être désormais utilisé pour l'estimation de l'écart de modélisation entre un modèle considéré comme purement théorique et un modèle en fonctionnement réel.

Estimation de la dérive des paramètres par STE

IV.1. Introduction

Ce chapitre est consacré à l'estimation de la dérive temporelle des paramètres de réacteur REB à l'aide de l'estimateur STE. Pour cela, nous utiliserons le modèle du réacteur développé et validé lors du chapitre précédent. Ce modèle va être en effet utilisé pour générer les différents états que ça soit du système supposé être un système de référence et un système supposé fonctionnant en temps réel. L'écart entre les deux réponses va être quantifié ou estimé par le biais d'un estimateur STE. L'estimateur en question va être présenté sous forme de schéma bloc avec *simulink / matlab*. Ensuite, nous allons procéder à des tests de simulation, en changeant les paramètres de réacteur pour faire une comparaison des résultats obtenus et voir l'importance et l'utilité de l'algorithme de *super twisting* soit dans l'estimation de la valeur recherchée soit pour la réduction de chattering.

IV.2. Simulation

On a déjà évoqué en haut le fait que l'estimateur à concevoir, doit utiliser la valeur de référence de modèle (valeur théorique) et la valeur en temps réel qui varie avec le temps, puis faire l'évaluation ou l'estimation de la dérive ou du décalage entre les deux cas avec la capacité de la réduction du « *Chattering : Bruit d'estimation* » lors de l'opération de l'évaluation dans la pratique.

Pour l'implémentation de l'estimateur, nous utiliserons les équations mathématiques (29) et (30) évoquées lors du deuxième chapitre.

De l'équation (28), on a : $\xi_2 \approx \delta$ Ou bien $\xi_2 \approx \hat{\delta}$, où $\hat{\delta}$ est la valeur estimée de δ .

Et de l'équation (31) : $\xi_1 = n$.

L'implémentation de l'estimateur avec le réacteur est représentée dans la figure suivante :

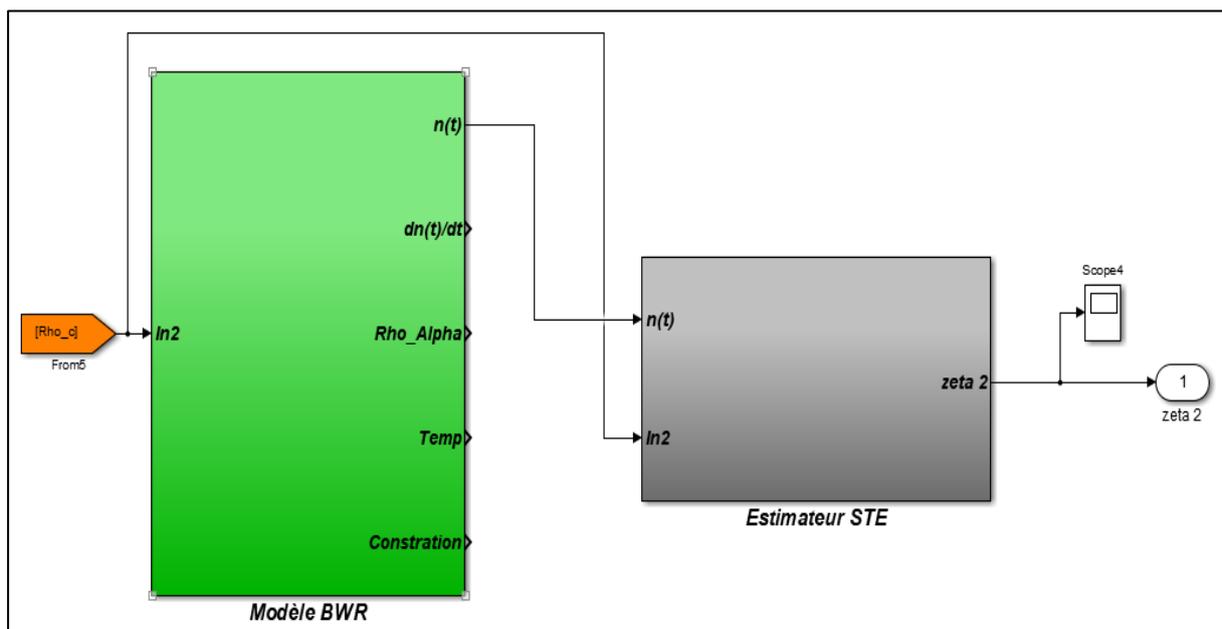


Figure IV.1 : l'implémentation de l'estimateur STE

Et les équations de modèle mathématique de l'estimateur STE sont représentées dans la *figure suivante* :

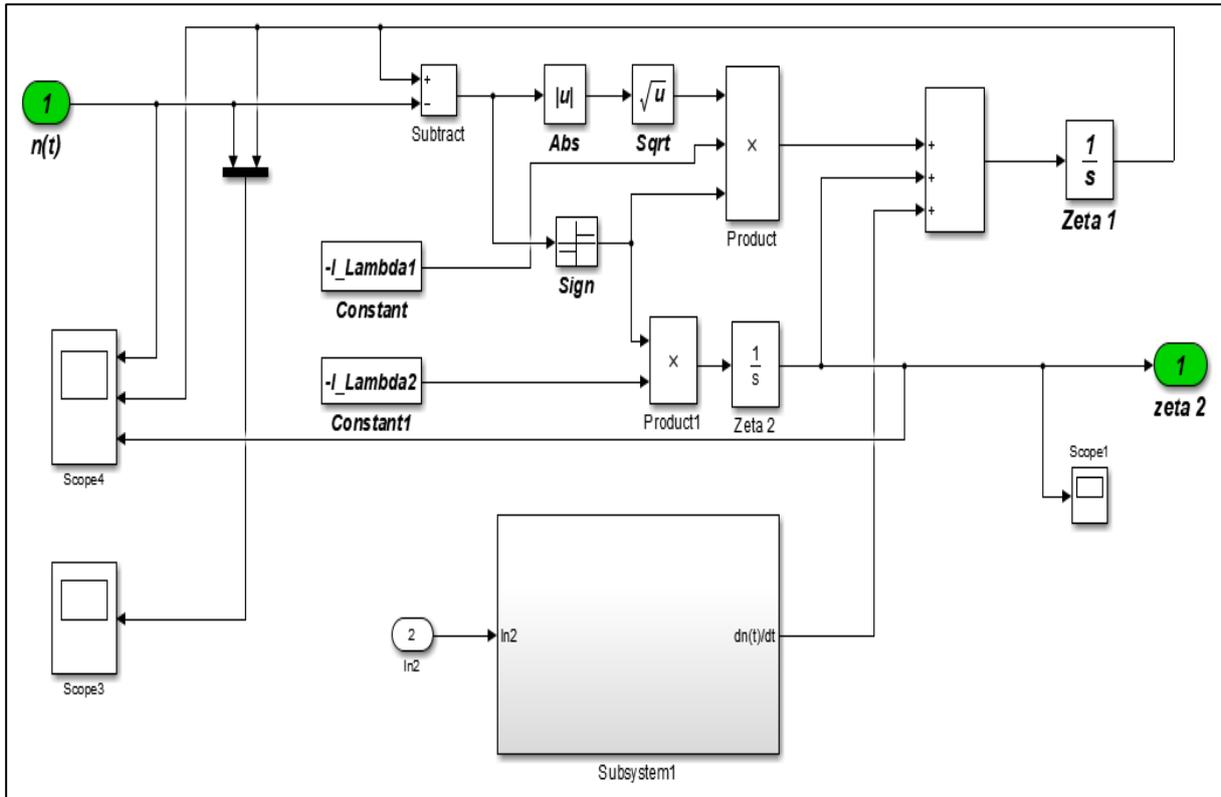


Figure IV.2 : L'estimateur STE

Les tests que nous allons faire pour l'estimation, sont basées sur le changement des paramètres. En faisant d'une part un décalage dans le sens positif et d'autre part dans le sens négatif. Les paramètres concernés sont les paramètres de fonctionnement en temps réel qui sont cités comme suit :

I_Lambda , U_Lambda , $Beta$, K , D , a_1 , a_2 , a_3 , a_4 .

Et pour les constantes : $I_Lambda1$, $I_Lambda2$.

On fait le décalage avec la manière suivante : la valeur de paramètre * le pourcentage de décalage.

Les paramètres de fonctionnement en temps réel sont mentionnés dans le (tableau III.1).

Les paramètres de référence sont mentionnés dans le tableau suivant :

Tableau IV.1 : référence de réacteur

Paramètres	Valeurs	Unités
a_{01}	25.04	$K \cdot s^{-1}$
a_{02}	0.23	s^{-1}
a_{03}	2.25	s^{-1}
a_{04}	6.82	s^{-2}
K	$-3.70 \cdot 10^{-3}$	$K^{-1} \cdot s^{-2}$

Tableau IV.1 : référence de réacteur

Paramètres	Valeurs	Unités
D_0	$-2.52 * 10^{-5}$	K^{-1}
β_0	0.0056	---
$\Lambda_0(U_Lambda_0)$	$4.00 * 10^{-5}$	s^{-1}
$\lambda_0(I_Lambda_0)$	0.08	s^{-1}

Le coefficient « K » reste le même, car c'est le gain dont lorsqu'il dépasse une certaine valeur critique le réacteur devient instable et exhibe un caractère oscillatoire.

Pour ce qui est des paramètres de l'estimateur : $I_Lambda1$, $I_Lambda2$: on les change manuellement jusqu'à l'obtention d'une courbe acceptable (moins de chattering) sur la réponse de l'estimateur.

Donc avant de commencer les étapes de simulation proprement dites, on cherche le bon choix de la valeur des deux constantes $I_Lambda1$ et $I_Lambda2$ où on aura de petites oscillations, et une fois que nous avons trouvé les valeurs qui correspondent à ce qu'on veut, on fixe ces valeurs. Puis on passe à l'étape de faire le décalage en pourcentage des autres paramètres soit d'une façon positive, soit d'une façon négative.

IV.3. Résultats de simulation

Pour : $I_Lambda1 = 1$, $I_Lambda2 = 0.5$,

Pas de décalage (la référence = fonctionnement en temps réel) = 0%. C'est le cas où le système réel est supposé sans dérive.

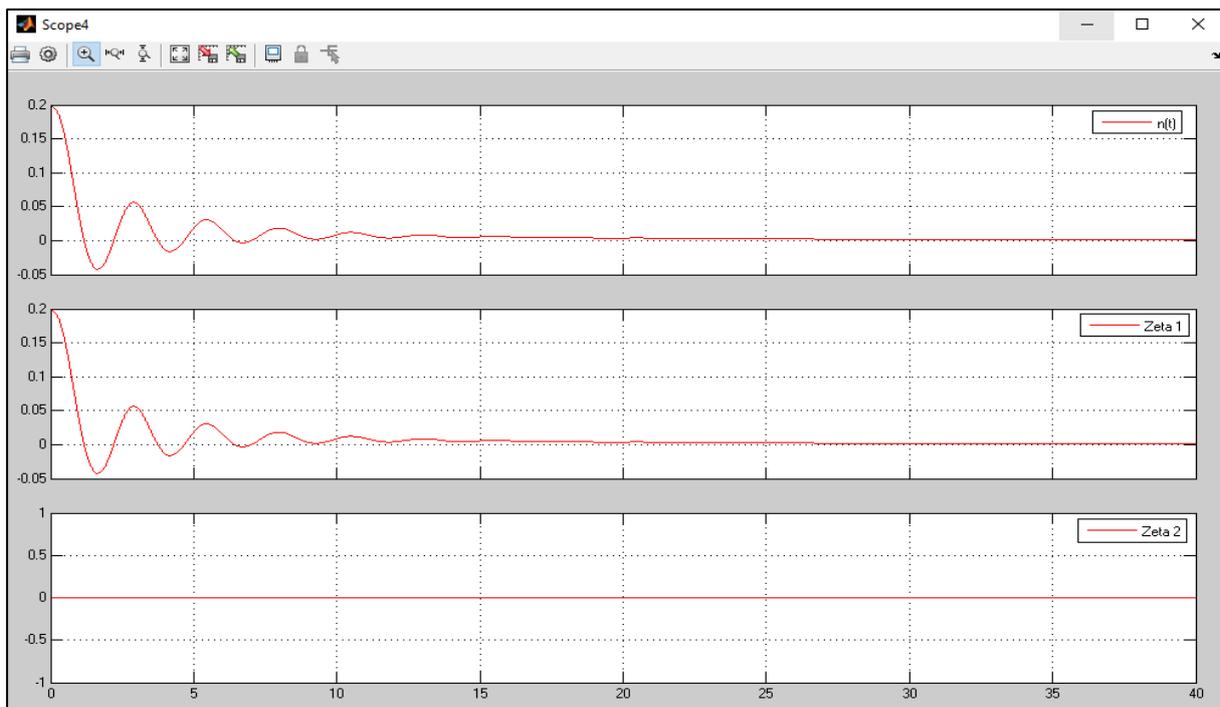


Figure IV.3.1 : $I_Lambda1 = 1$, $I_Lambda2 = 0.5$, 0 % de décalage

Pour : $I_Lambda1 = 1, I_Lambda2 = 0.5$, Avec un décalage de 0.5 %.

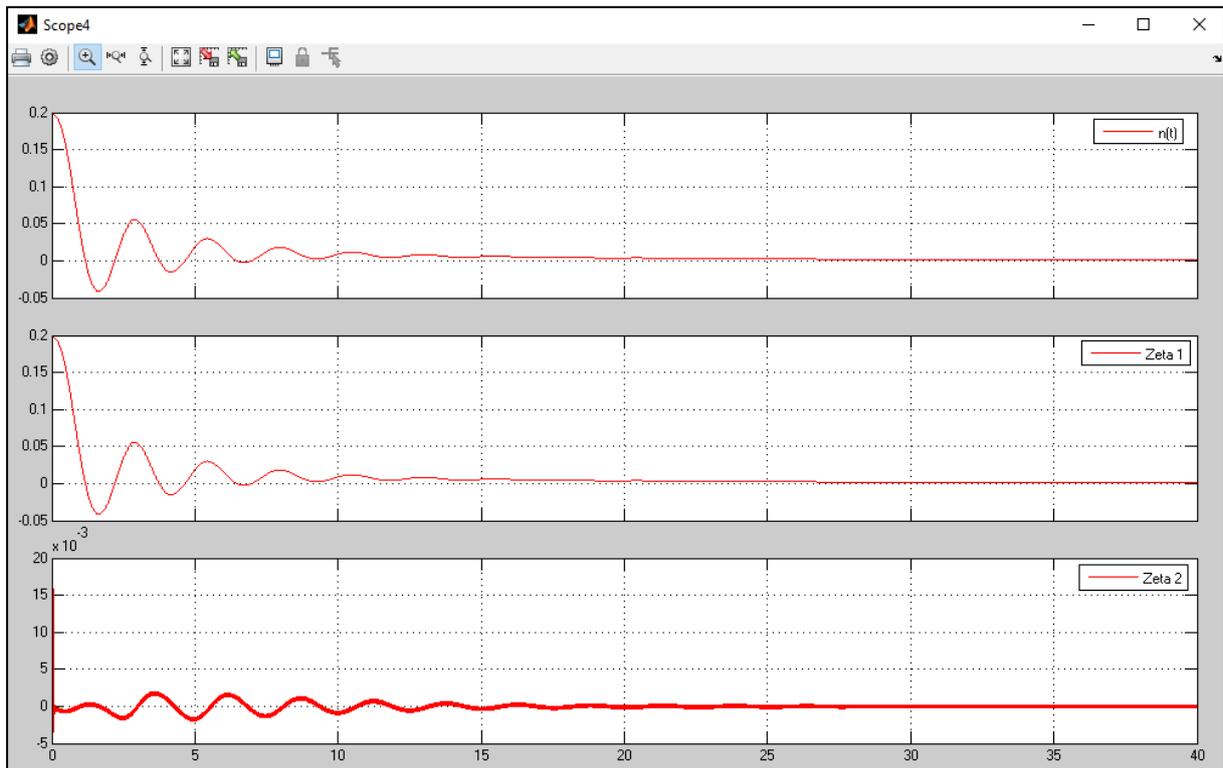


Figure IV.3.2 : $I_Lambda1 = 1, I_Lambda2 = 0.5$, Avec un décalage de 0.5 %.

Pour :

$I_Lambda1 = 1, I_Lambda2 = 0.5$, Avec un décalage de 1 %.

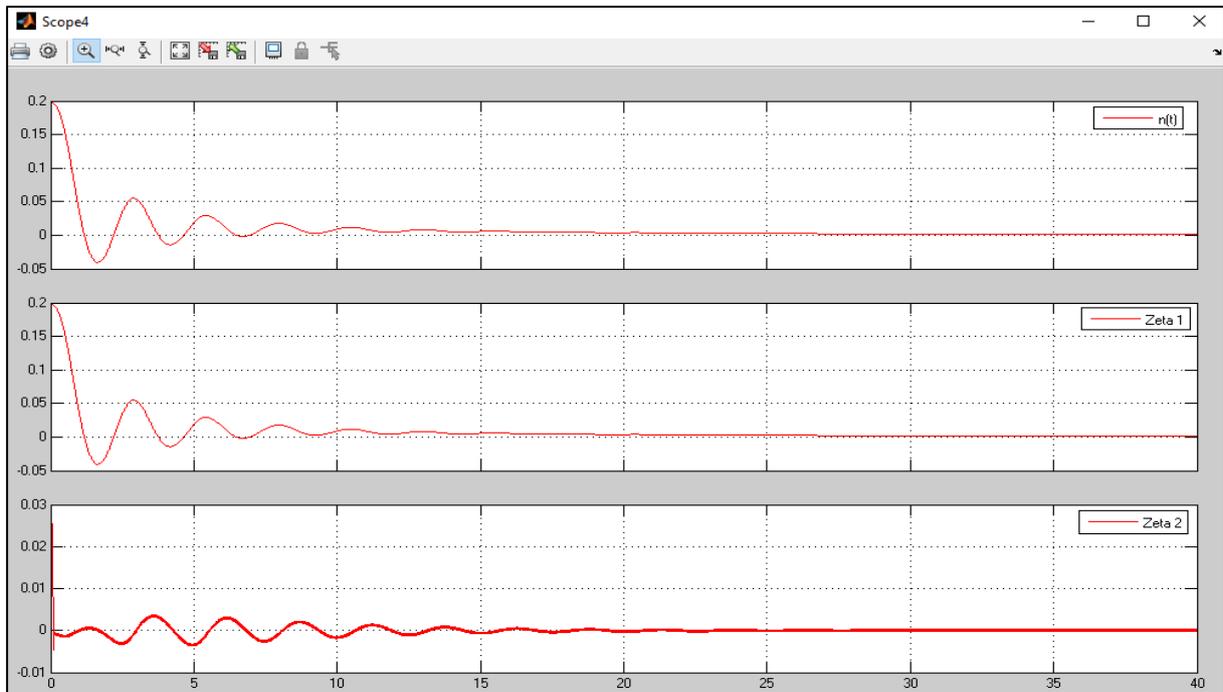


Figure IV.3.3 : $I_Lambda1 = 1, I_Lambda2 = 0.5$, Avec un décalage de 1 %.

Pour : $I_Lambda1 = 1$, $I_Lambda2 = 0.5$, Avec un décalage de -0.5% .

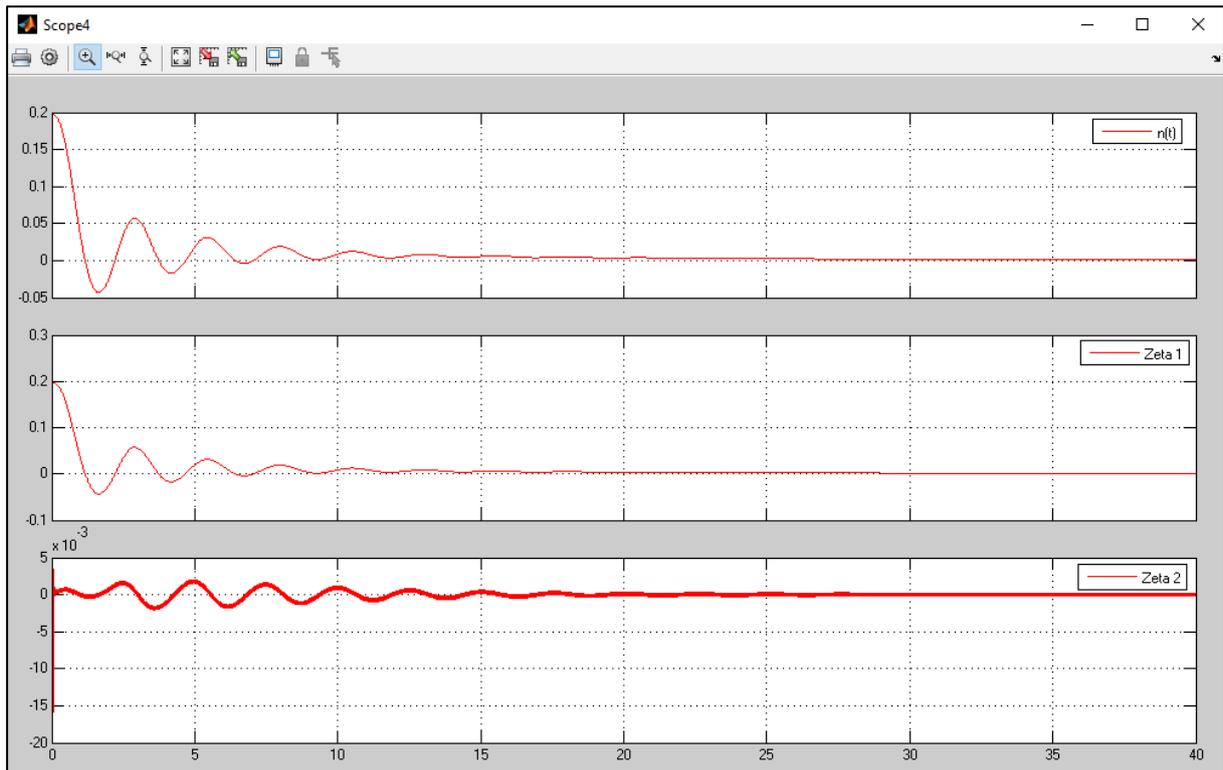


Figure IV.3.4 : $I_Lambda1 = 1$, $I_Lambda2 = 0.5$, Avec un décalage de -0.5% .

Pour : $I_Lambda1 = 0.7$, $I_Lambda2 = 0.8$, Avec un décalage de 0.5% .

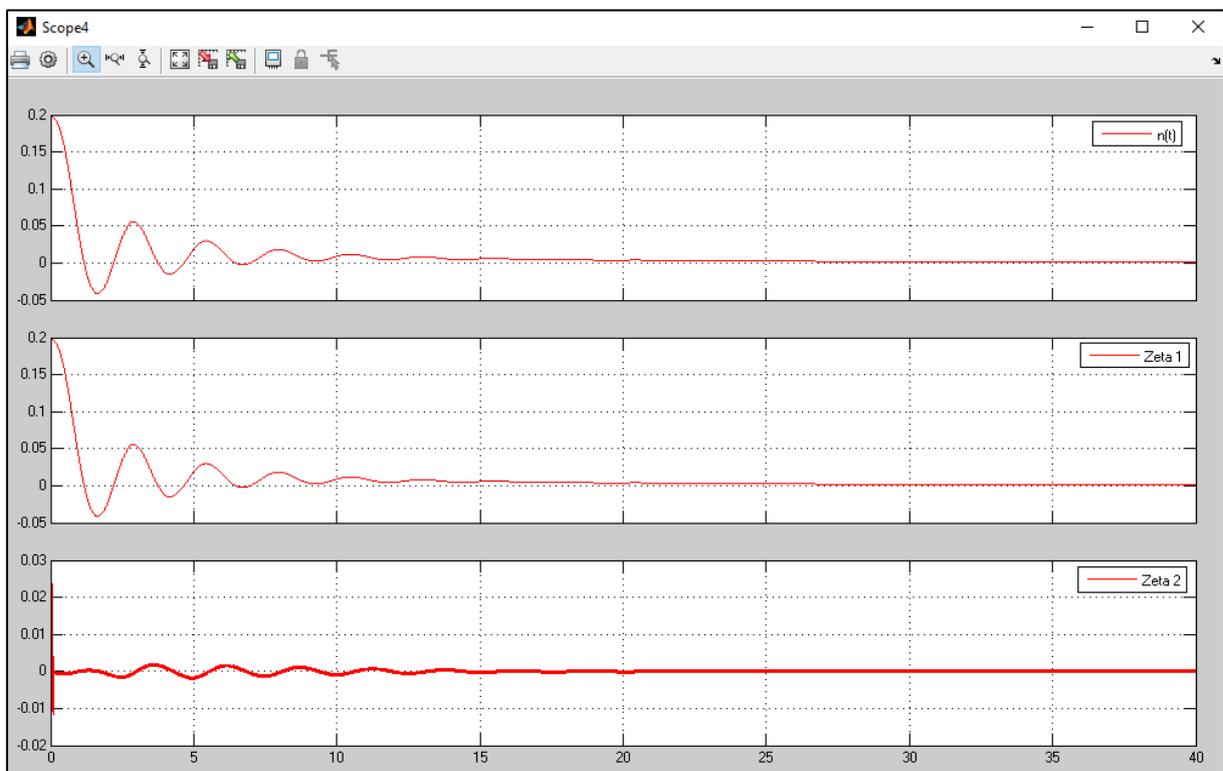


Figure IV.4 : $I_Lambda1 = 0.7$, $I_Lambda2 = 0.8$, Avec un décalage de 0.5% .

Pour : $I_Lambda1 = 0.7$, $I_Lambda2 = 0.8$, Avec un décalage de 1 %.

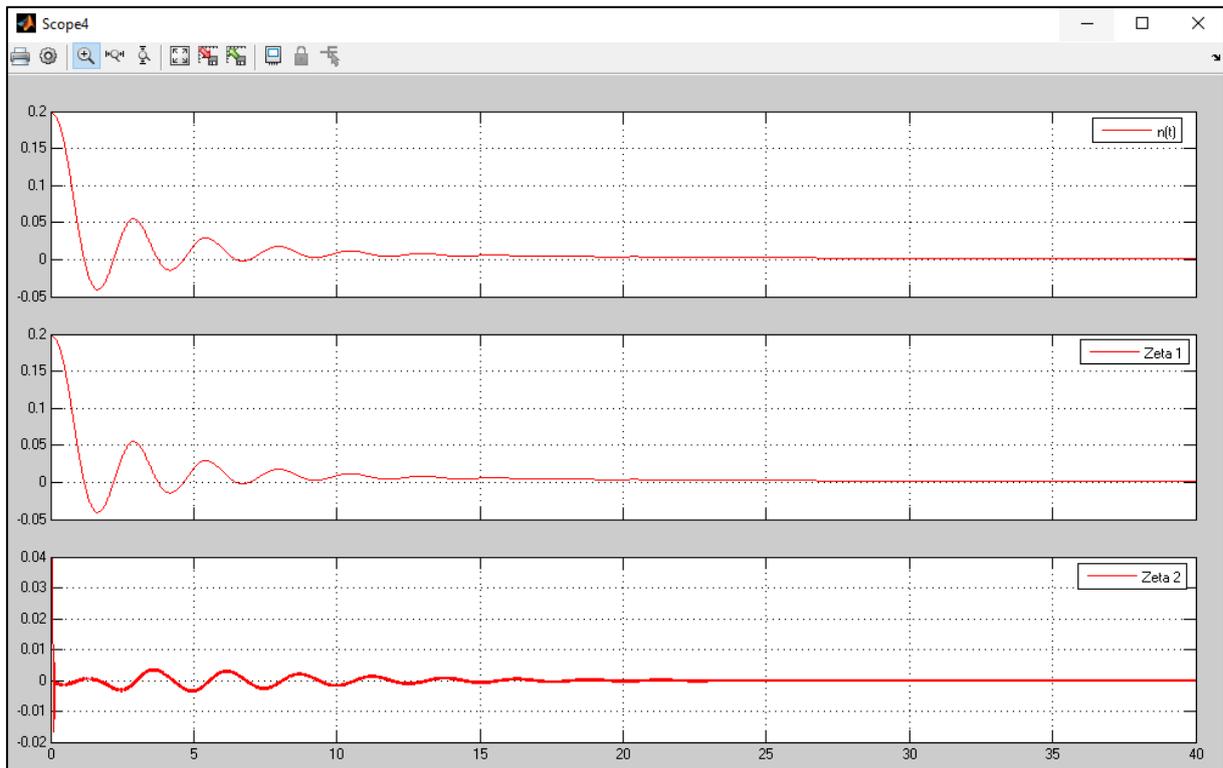


Figure IV.4.1 : $I_Lambda1 = 0.7$, $I_Lambda2 = 0.8$, Avec un décalage de 1 %.

Pour : $I_Lambda1 = 0.7$, $I_Lambda2 = 0.8$, Avec un décalage de -0.5 %.

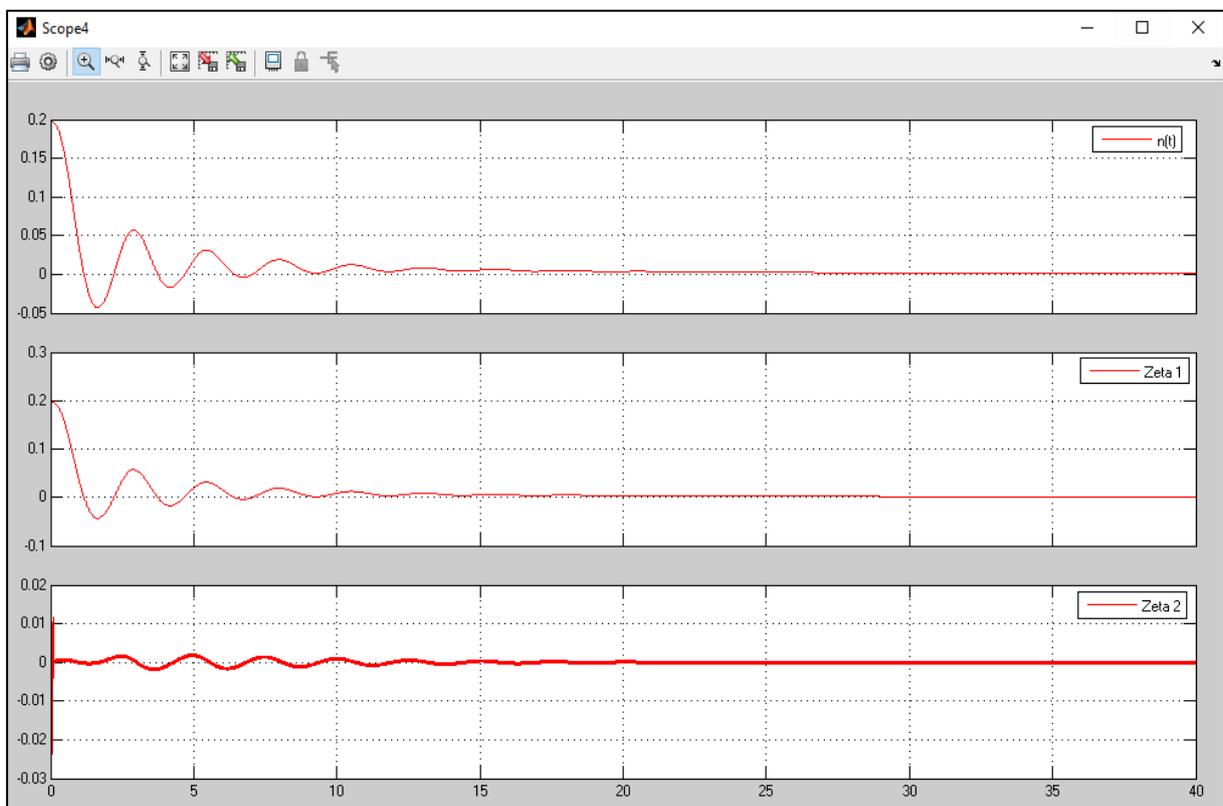


Figure IV.4.2 : $I_Lambda1 = 0.7$, $I_Lambda2 = 0.8$, Avec un décalage de -0.5 %.

Pour : $I_Lambda1 = 1.5, I_Lambda2 = 1.3$, Avec un décalage de 0.5 %.

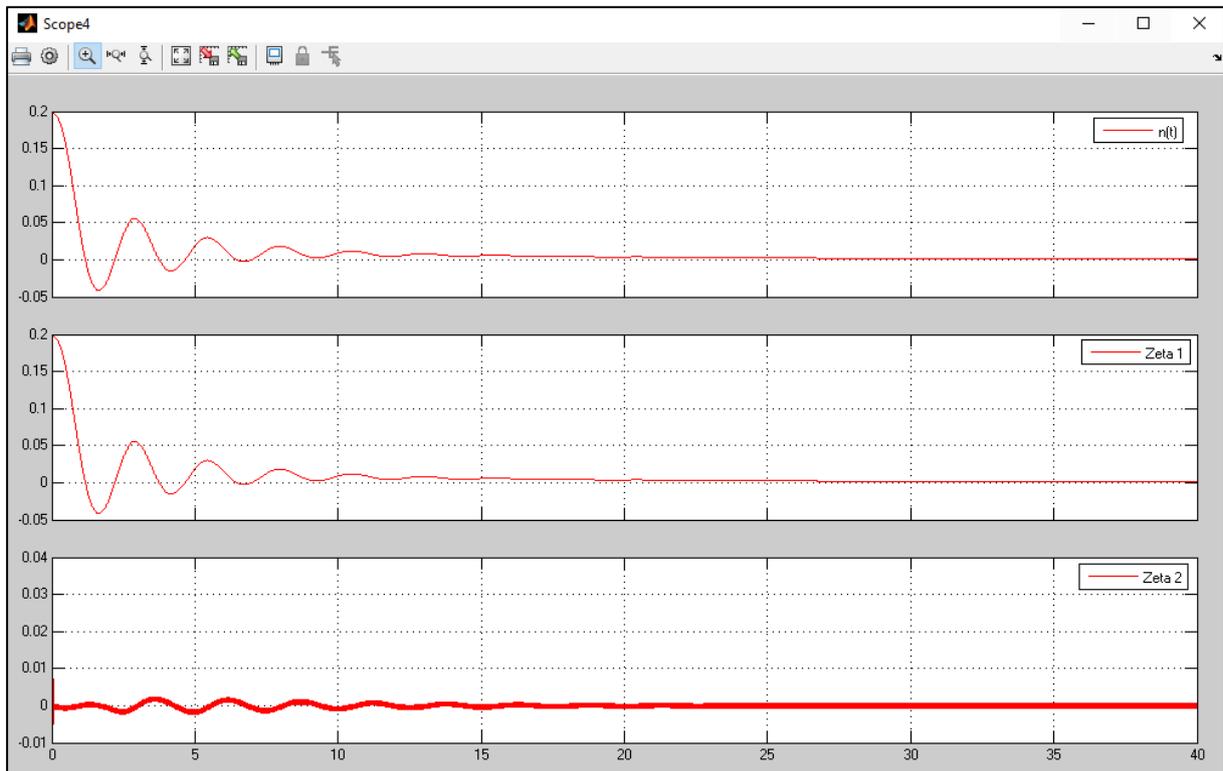


Figure IV.5 : $I_Lambda1 = 1.5, I_Lambda2 = 1.3$, Avec un décalage de 0.5 %.

Pour : $I_Lambda1 = 1.5, I_Lambda2 = 1.3$, Avec un décalage de 1 %.

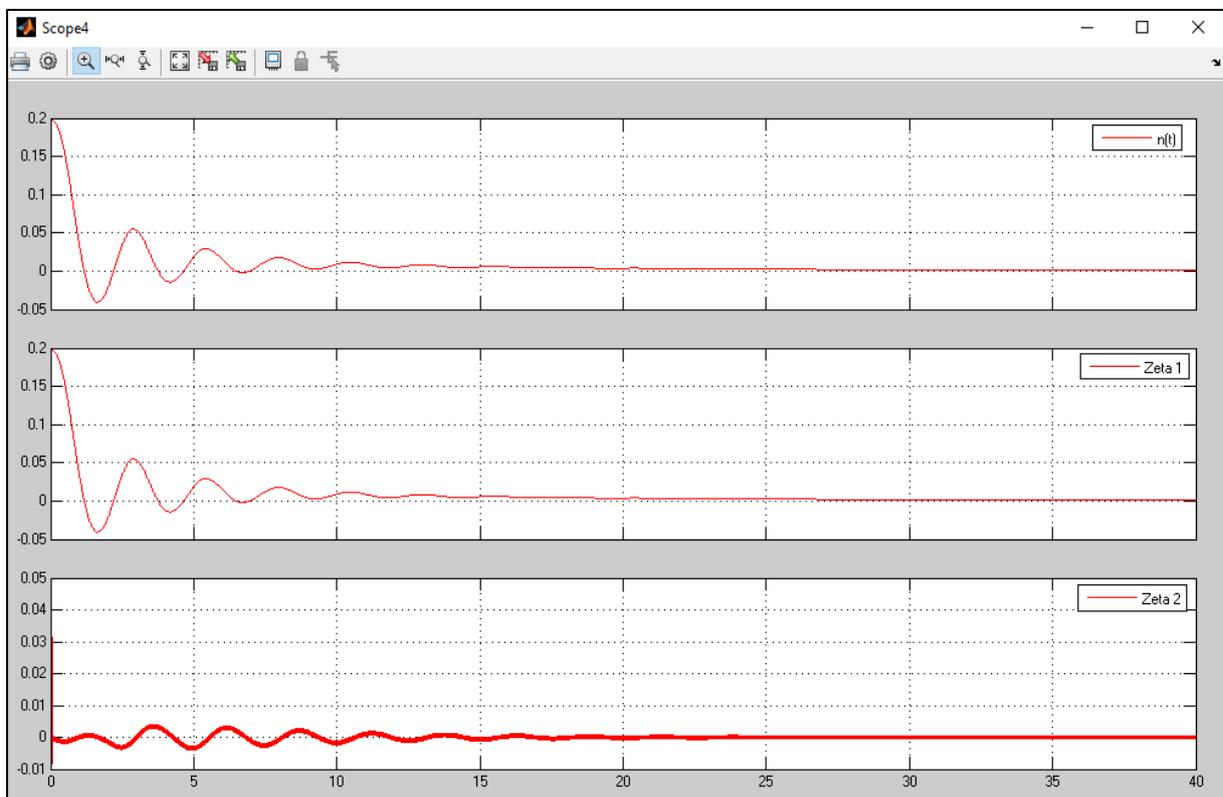


Figure IV.5.1 : $I_Lambda1 = 1.5, I_Lambda2 = 1.3$, Avec un décalage de 1 %.

Pour : $I_Lambda1 = 1.5$, $I_Lambda2 = 1.3$, Avec un décalage de - 0.5 %.

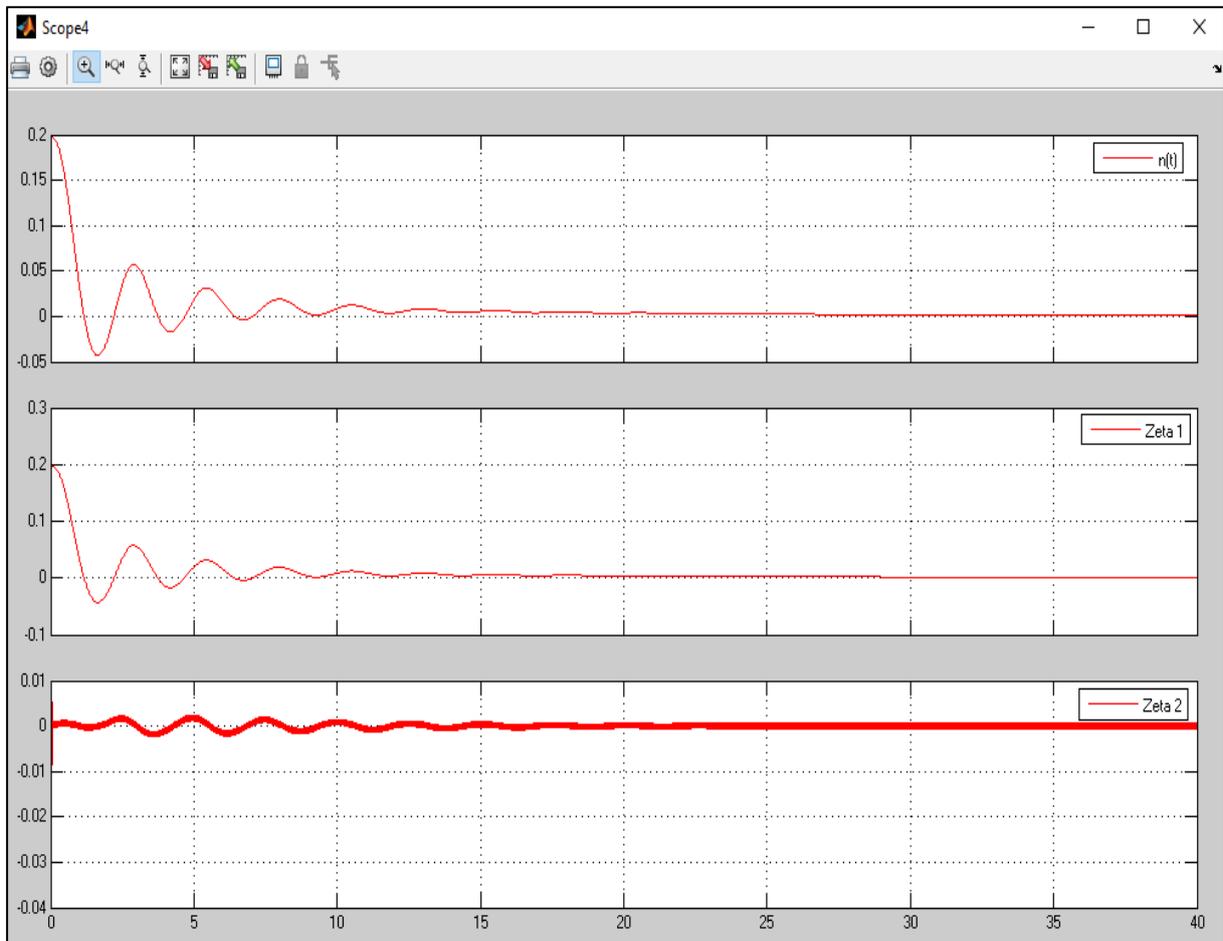


Figure IV.5.2 : $I_Lambda1 = 1.5$, $I_Lambda2 = 1.3$, Avec un décalage de - 0.5 %.

On a fait plusieurs tests sur différentes valeurs de $I_Lambda1$ et $I_Lambda2$ avec l'introduction de pourcentage de décalage pour chacune d'elles, et notre choix est porté sur les valeurs de 0.7 pour $I_Lambda1$ et 1.3 pour $I_Lambda2$ car elles représentent le meilleur choix concernant l'amplitude et le nombre des oscillations.

Maintenant que le choix des valeurs de $I_Lambda1$ et $I_Lambda2$ est fixé respectivement sur les valeurs de 0.7 et 1.3. On passe maintenant à l'étape de changement des paramètres de fonctionnement en temps réel en introduisant un petit décalage en pourcentage qui peut être soit négatif, soit positif.

Cette étape consiste à visualiser le comportement de l'algorithme super twisting vis-à-vis la dynamique de réacteur, et son efficacité pour l'estimation de la dérive et la réduction de chattering qui représente l'erreur qu'on a introduit sous forme de décalage et en la convergent vers le point d'équilibre qui est le zéro.

Pour voir le chattering, on a appliqué un zoom de l'ordre de 10^{-4} sur la fin de chaque graphe en 40 seconde.

Pour : $I_Lambda1 = 0.7, I_Lambda2 = 1.3,$

Pas de décalage (la référence = fonctionnement en temps réel) = 0%.

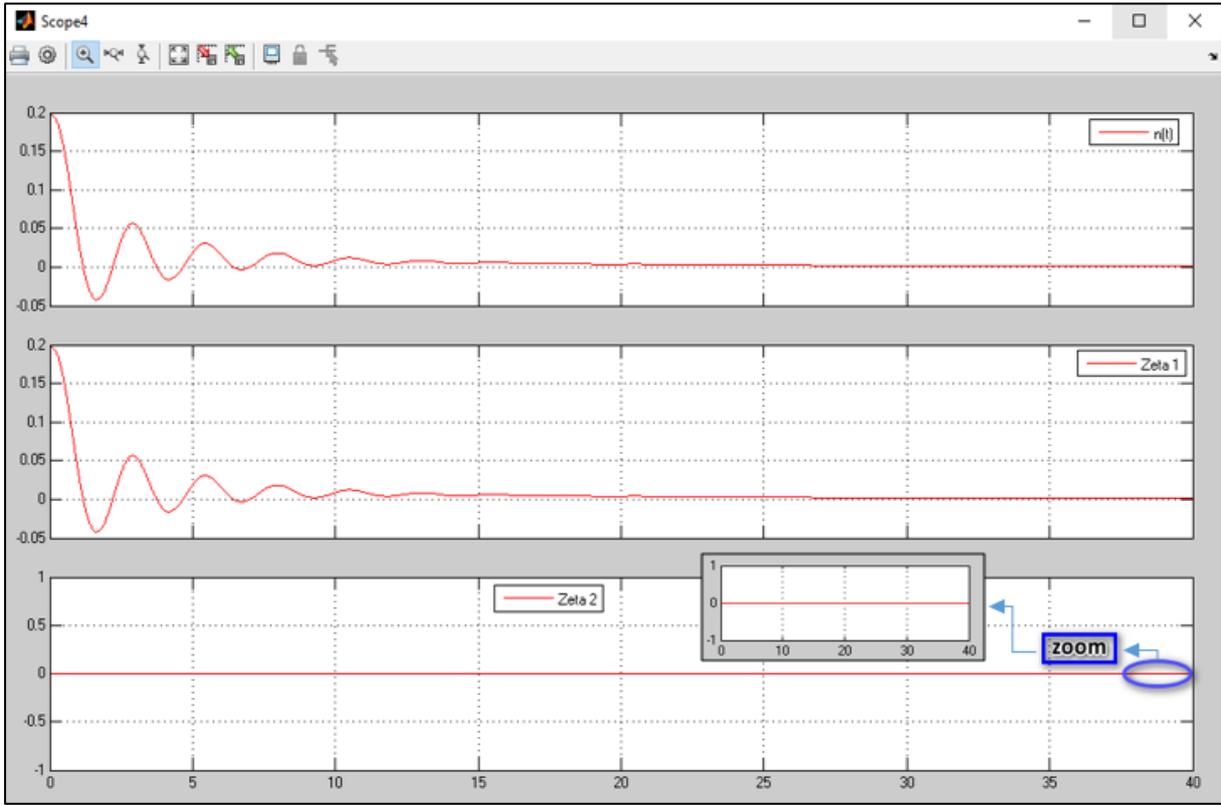


Figure IV.6.1 : $I_Lambda1 = 0.7, I_Lambda2 = 1.3,$ sans aucun décalage.

Pour : $I_Lambda1 = 0.7, I_Lambda2 = 1.3,$ avec un décalage de 0.5%.

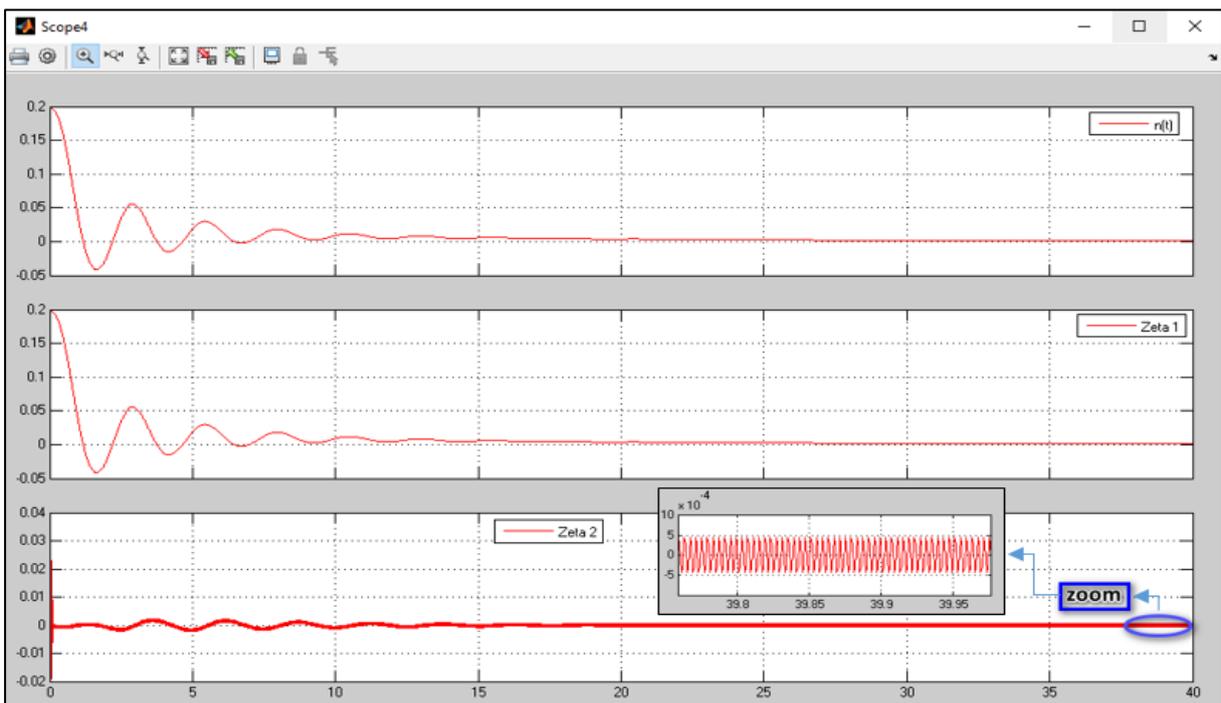


Figure IV.6.2 : $I_Lambda1 = 0.7, I_Lambda2 = 1.3,$ avec un décalage de 0.5%.

Pour : $I_Lambda1 = 0.7, I_Lambda2 = 1.3$, avec un décalage de -0.5% .

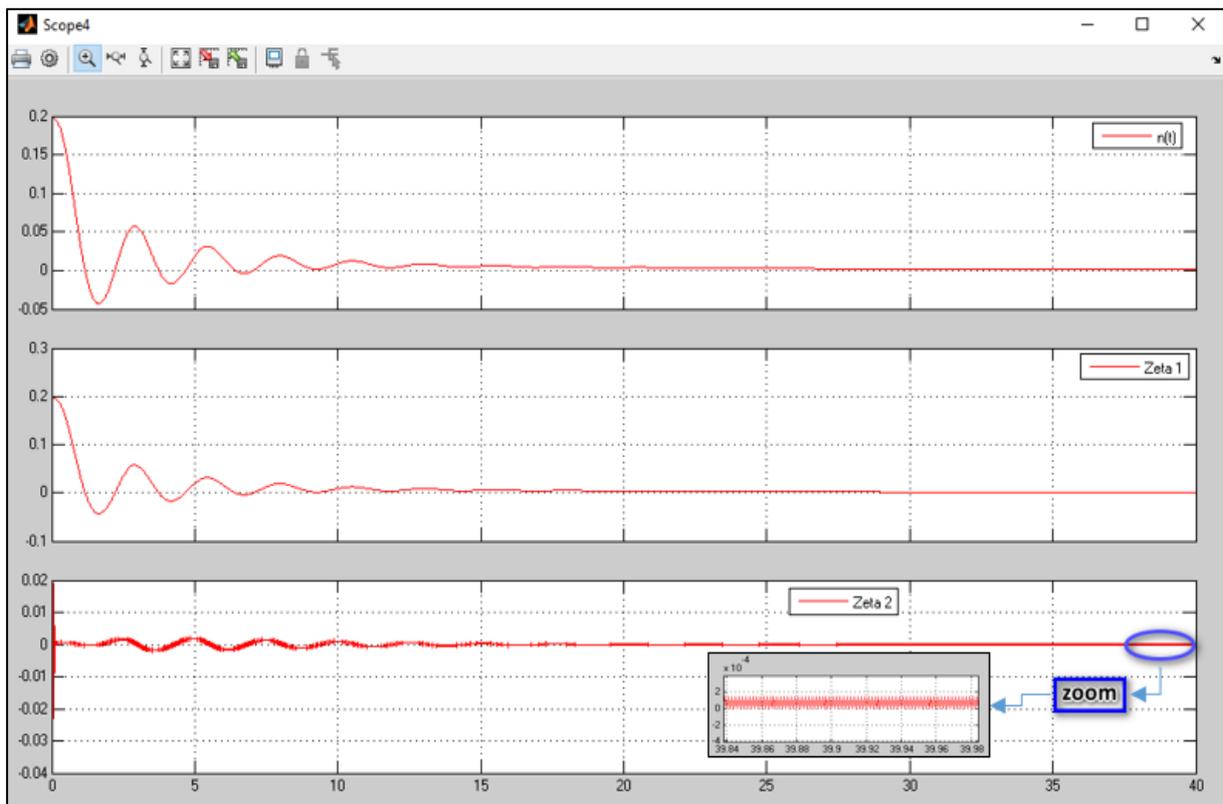


Figure IV.6.3 : $I_Lambda1 = 0.7, I_Lambda2 = 1.3$, avec un décalage de -0.5% .

Pour : $I_Lambda1 = 0.7, I_Lambda2 = 1.3$, avec un décalage de 1% .

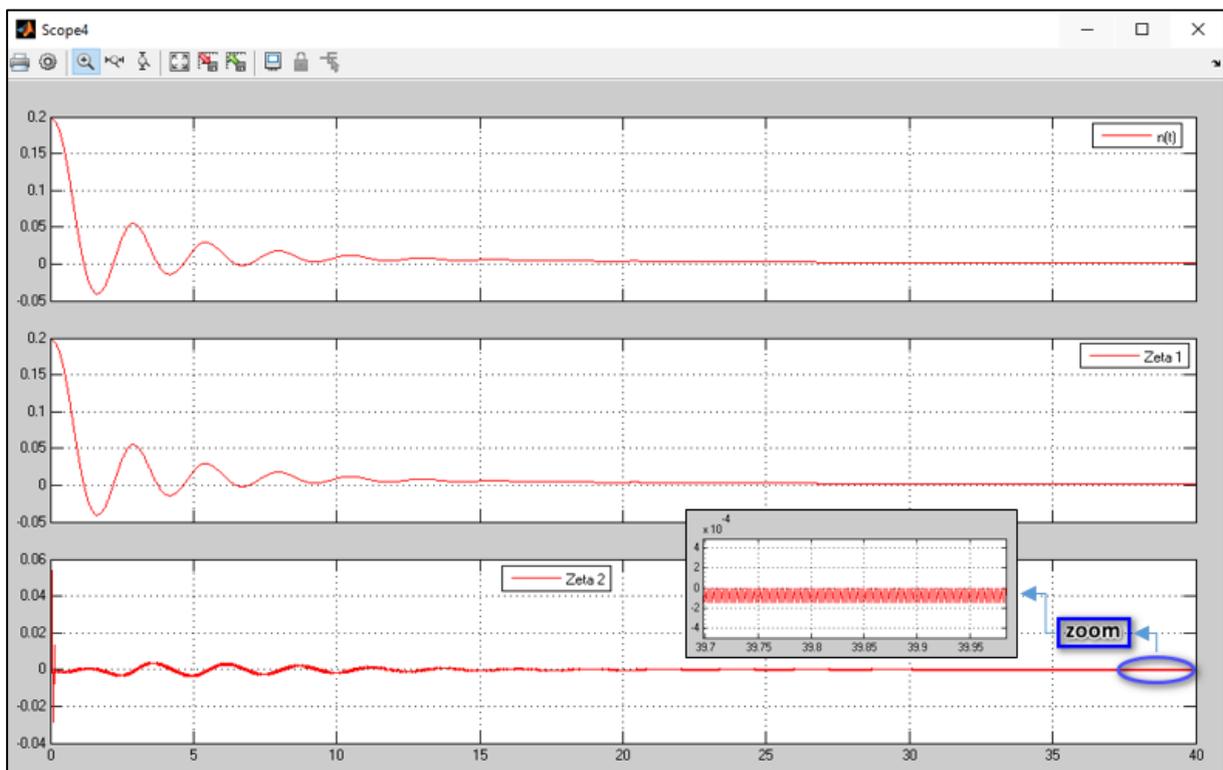


Figure IV.6.4 : $I_Lambda1 = 0.7, I_Lambda2 = 1.3$, avec un décalage de 1% .

Pour : $I_Lambda1 = 0.7, I_Lambda2 = 1.3$, avec un décalage de - 1%.

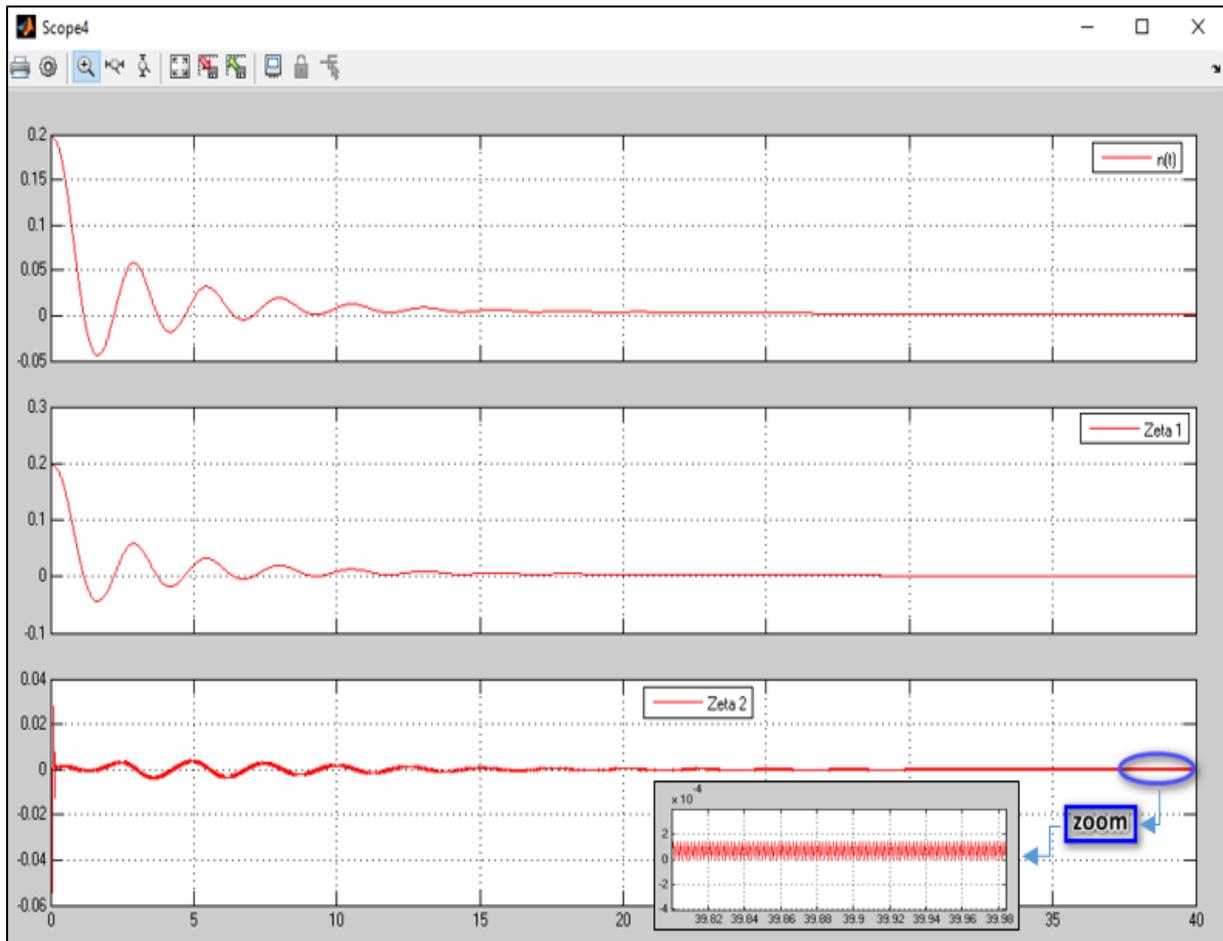


Figure IV.6.5 : $I_Lambda1 = 0.7, I_Lambda2 = 1.3$, avec un décalage de - 1%.

D'après ces courbes on remarque que la puissance neutronique $n(t)$ débute toujours à partir de 0.2 car c'est la valeur que l'on avait initialisé. Et pour le $zeta1$, il suit toujours la valeur de $n(t)$ et même il est proportionnel avec le $(n(t))$, par ce que, comme on a déjà dit dans l'équation (31) que : $\xi_1 \rightarrow n$. Et pour le $zeta2$ et d'après l'équation (28), il représente la valeur estimée de la dérive.

Lorsqu'on met les mêmes valeurs pour les paramètres de références et les paramètres de fonctionnement en temps réel, ce qui veut dire sans l'application d'aucun décalage, y'aura pas de différence, donc l'estimation de la dérive est nulle, après la phase transitoire, comme le montre la (figure IV.6.1).

On remarque également que sans l'application de zoom qui est à l'ordre de 10^{-4} , on ne voit aucun chattering qu'il n'est pas assez clair pour le simple œil sur les figures, ce qui est due à l'utilité de l'algorithme de super twisting qui l'élimine et le réduit le plus possible à des valeurs minuscules.

On remarque aussi que, lorsqu'on applique un décalage des paramètres avec un pourcentage positif, on aura un chattering au-dessous de la borne de zéro, le résultat est borné dans le côté négatif (voir figure IV.6.4). Et lorsqu'on applique un décalage avec un pourcentage négatif, on

aura un chattering au-dessus de la borne de zéro, le résultat est borné dans le côté positif (voir *figure IV.6.5*). Dans les deux cas, le chattering converge toujours vers le zéro car y a toujours l'effet de l'algorithme de super twisting.

IV.4.Conclusion

Dans ce chapitre, on a essayé de montrer l'importance et la robustesse de l'estimateur STE pour l'estimation de la dérive temporelle des paramètres d'un réacteur BWR et la réduction de chattering. En faisant des petits changements de paramètres, il répond parfaitement avec des estimations concrètes. Cet estimateur a montré son efficacité et sa capacité même pour le moindre changement.

Conclusion **générale**

Le travail réalisé lors de ce mémoire consistait en l'implémentation software d'un modèle de réacteur nucléaire de type REB en utilisant l'outil de simulation Simulink/Matlab. Le modèle ainsi obtenu et validé a été utilisé par la suite pour l'implémentation d'un estimateur de la dérive temporelle des paramètres d'un réacteur à eau bouillante (REB) qui peuvent avoir lieu suite à un vieillissement ou à une mauvaise manipulation.

Nous avons entamé ce travail avec une étude bibliographique exhaustive dans laquelle et à travers laquelle, nous avons accumulé un lot de connaissance couvrant les différents types de réacteurs nucléaires de puissance, leurs modes de fonctionnement et leurs contrôle/commande, ...etc. Par la suite, nous nous sommes intéressés à un seul type de réacteur à savoir le réacteur REB. A ce moment, on s'est attardé sur l'un des modèles mathématique, disponible dans la littérature spécialisée, décrivant le comportement dynamique du cœur de ce type de réacteur. Et une fois, ce modèle validé à travers une implémentation et des simulations multiples via l'outil *Simulink/Matlab*, nous avons utilisé ce modèle pour l'implémentation d'un estimateur d'états du réacteur en question.

Pour l'implémentation de cet estimateur, nous avons utilisé la technique offerte par les estimateurs par mode de glissement d'ordre supérieur à savoir la technique connue sous le nom de : *Super Twisting Estimator*. Les résultats obtenus à l'issue de cette étape, sont très probants et permettent d'adjoindre ce type d'estimateur dans des algorithmes de commande adaptative prévue pour la commande de ce type de réacteur. En effet, les évolutions temporelles des deux sorties de l'estimateur ainsi implémenté, ξ_1 et ξ_2 sont conformes aux attentes, c.-à-d. qu'on avait toujours à la convergence le résultat : $\xi_1 \rightarrow n(t)$ et $\xi_2 \rightarrow \delta$, ce qui nous permettait d'évaluer ou d'estimer l'écart de modélisation (δ) dans les équations d'états des deux systèmes considérés l'un de référence et l'autre supposé réel.

Malgré les résultats obtenus, on ne peut nier que le travail réalisé est une première version et qu'une amélioration est toujours souhaitable. Et comme amélioration, on envisage le changement de la fonction « *sign* () », figurant dans l'expression de l'estimateur par la fonction « *arcsin* () », qui selon certaines références bibliographiques, pourrait améliorer nettement la qualité de l'estimation et réduire le bruit du « chattering » qui lui est associé.

A travers cette conclusion nous signalons également qu'en plus des connaissances techniques, acquises à l'issue de l'accomplissement de la tâche qui nous a été confiée, nous avons aussi acquis un esprit de travail d'équipe dans un laboratoire de recherche.

Références Bibliographiques

[1] Bonin. Bernard, " Le nucléaire expliqué par des physiciens", EDP Sciences, 17, avenue du Hoggar, BP 112, parc d'activités de Courtabœuf, 91944 Les Ults Cedex A, 2012, 288 p, ISBN 978-2-7598-0671-3.

[2] Les réacteurs nucléaires, commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives, 2016, ISSN 1637-5408.

[3] Barré. Bertrand, " Les réacteurs nucléaires ", Energie nucléaire, vol. 024, octobre 2015.

[4] Peter. Baeten, "Physique des réacteurs nucléaires", SCK-CEN, Centre d'études de l'énergie nucléaire, Boeretang 200, B-2400 Mol, pp. 61-125.

[5] Jose. March-lauba, Dan G. Cacuci, Rafael B.Perez, "Nonlinear dynamics and stability of boiling water reactor : part 1-qualitative analysis", Nuclear science and engineering, vol. 93, pp. 111-123, 1986.

[6] Claude le Sech, Christian Ngo, "Physique nucléaire", ISBN 978-2-10-070541-2.

[7] P. Cachera, "Technique de l'ingénieur", BN3130, janvier 2000.

[8] Association nucléaire canadienne, L'aide-mémoire du nucléaire au canada, l'édition 2017.

[10] Sofdar, Houssain. "Higher order sliding mode based parameter estimation and control of a pressurized water reactor", pp.119.thesis for the degree of doctor of philosophy in electronic engineering, faculty of engineering Mohammad Ali Jinnah University Islamabad.April2014.

[11] Qarab.Raza.Butt, Aamer.Iqbal.Bhatti, "Estimation of Gasoline-Engine parameters using higher order sliding mode ", IEEE Transactions on industrial electronics, Vol.55, NO.11, Novembre 2008.

[12] P.Wang,T.Aldemir,et V.I.Utkin, "Estimation of Xenon concentration and reactivity in nuclear reactors using sliding mode observers ", proceedings of the 40th IEEE, conference on decision and control, WeM04-1,Orlando, Florida USA, December 2001.

[13] Oueder.Monica, " Synthèse d'observateurs pour les systèmes non linéaires", 134p, thèse en vue de l'obtention du doctorat de l'université de Caen / Basse-Normandie, 2012.

[14] Günyaz. Ablay, Tunc. Aldemir, "Observation of the Dynamics of Nuclear Systems Using Sliding Mode Observers", nuclear technology, Vol.174, pp.64-76.APR.2011.

[15] Yahdou.Adil, " commande et observation par modes glissants d'une machine asynchrone double étoile sans capteur mécanique", 135.p, thèse en vue de l'obtention du Magister école doctoral génie électrique, université Hassiba Benbouali de Chlef, 2011.

- [16] S. Hameed.Qaiser, Aamer.Iqbal.Bhatti, Masood.Iqbal, Raza.Samar, Javed.Qadir, "Estimation of precursor concentration in a research reactor by using second order sliding mode observer", Nuclear Engineering and Design, pp.2134-2140, 2009.
- [17] Skender.Mohamed.Redha, Tlemçani.Abdelhalim, "Nouvel algorithme d'observation à mode glissant d'ordre supérieur appliqué au convertisseur multicellulaire série", Rev.Roum.Sci.Techn.-Electrotechn.et Energ, VOL.61, pp.126-130, Bucarest, 2016.
- [18] M. Hirsh Majid, "contribution à l'estimation et à la commande des systèmes de transport intelligents, " thèse de doctorat école doctorale SPI Lille Nord de France, université d'Artois (France), 2014.
- [19] Syed Hameed.Qaiser, Masood.Iqbal, Aamer.Iqbal.Bhatti, Raza.Samar, Javed.Qadir, "Estimation of reactivity in a research reactor by using a second-order sliding mode observer", Nuclear Science and Engineering, vol.172, pp. 327-336, NOV 2012.
- [20] H. Majid, H. Abouaïssa, "Comparative study of super-twisting sliding mode observer and an extended Kalman filter for a freeway traffic system, Bulgarian academy of sciences, "Cybernetics and information technologie, vol.15, no.2, pp.141-158, 2015.
- [21] M. H. Zahedi yeganeh, G. R. Ansarifar, "Estimation of the poisons reactivity in the P.W.R nuclear reactor using modified higher order sliding mode observer based on the multi-point nuclear reactor model", Annals of nuclear energy, vol.112, pp.158-169,2018.
- [22] Wilfrid. Perruquetti, Jean.Pierre.Barbot, "Sliding mode control in engineering", Marcel Dekker , Inc , 2002, ISBN 0-8247-0671-4.
- [23] <https://www.iro.umontreal.ca/~mignotte/IFT2425/Matlab.pdf>
- [24] Gilbert Naudet, Paul Reuss, " Énergie, électricité et nucléaire", EDP_Sciences, institut national des sciences et technique nucléaires, ISBN : 978-2-7598-0040-7.
- [25] Jean-louis Basdevant, James rich, michel Spirou, "Energie Nucléaire", Ecole polytechnique, janvier 2002, Paris.
- [26] Documentation de Centre de Recherche Nucléaire de Bérine (CRNB) , W-Djelfa.

Résumé

Le présent travail a pour objectif de concevoir un estimateur pour faire une évaluation en ligne de la dérive des paramètres d'un réacteur à eau bouillante (REB). La dérive concernée est la différence ou l'écart entre le modèle utilisant des valeurs théorique (modèle de référence) et celui supposé fonctionnant en temps réel. Pour cette raison, la technique « Super Twisted Estimator » a été utilisée ; une variante de l'estimateur par mode de glissement communément appelée : mode de glissement d'ordre supérieur.

Mots Clefs : Réacteur Nucléaire, modèle mathématique, cœur d'un réacteur nucléaire, dérive dans le temps, estimateurs, mode de glissement.

Abstract

The objective of this work is to design an estimator for an online evaluation of the drifting parameters of boiling water reactor (BWR). The concerned drift is the difference or the discrepancy between the theoretical values model used (reference model) and at real time. For that reason, « Super Twisted Estimator » technique was used, a variant of the sliding mode estimator commonly called : high order sliding mode.

Keywords : Nuclear reactor, mathematical model, nuclear reactor core, drift over time, estimators, sliding mode.